

## Совещание по физике и технике реакторов

В апреле 1963 г. в Праге состоялось третье совещание по физике и технике реакторов, организованное Институтом ядерных исследований АН ЧССР. В нем приняло участие 89 специалистов из девяти стран; было представлено 115 докладов (в том числе 18 от СССР). Работали две секции: техническая и физическая.

Особое внимание было уделено докладам, посвященным повышению мощности действующих реакторов типа ВВР-С и расширению их экспериментальных возможностей. В докладе В. В. Гончарова, А. М. Глухова и др. (СССР) предусматривается использование пятикольцевых тепловыделяющих сборок, разработанных на основе уже освоенных сборок типа РФТ\*. Предусматривается также добавление бериллиевого отражателя небольшой толщины. При этом мощность реактора может быть увеличена до 5—8 Мет, а поток тепловых нейтронов примерно в два раза. Вместо существующей тепловой колонны создается экспериментальная установка для получения пучка «холодных» нейтронов.

Предложения чехословацких и польских ученых сводились к использованию активной зоны реактора ВВР-М (с соответствующей заменой тзвэлов) и установке бериллиевого отражателя. В польском докладе «Исследование охлаждения тепловыделяющего элемента реактора ВВР-С в цилиндрических каналах и канале с переменным сечением» приводятся результаты измерений, свидетельствующие о повышении интенсивности теплопередачи от тзвэла типа ЭЖ-10, заключенного в трубку. Указывается, что таким способом можно увеличить мощность реактора до 4—5 Мет.

Несколько докладов было посвящено вопросам эксплуатации и реконструкции действующих реакторов (Венгрия, Польша, СССР, Чехословакия).

Некоторые сообщения касались различных вопросов регулирования и защиты реакторов. Разработанная в Институте ядерных исследований АН ЧССР система автоматического пуска и управления реактора с использованием подвижных детекторов успешно эксплуатируется на реакторе ВВР-С. В докладе А. Куркевича (Польша) приведено описание новых типов сервоприводов для стержней аварийной защиты, которые отличаются малыми размерами и надежностью в эксплуатации. Принципам создания схем управления и защиты реакторов посвящен доклад Н. Филипчак и В. Фицичака (Польша).

Л. Наг (Венгрия) представил интересный доклад по измерению параметра  $\beta_{\text{эфф}}/l$ , который характеризует динамическое поведение реактора. В докладе показано, что из двух применяемых методов определения этого параметра (Фейнмана и Росси) предпочтительнее метод Росси. Основные параметры проектируемой критической сборки для исследования активной зоны

строящегося в Чехословакии тяжеловодного энергетического реактора KC-150 приведены в докладе М. Воржишека. Доклады, представленные польской делегацией, содержали в основном описание физической модели польского плавового реактора и критической сборки, сооружаемой в зале реактора ВВР-С. Критическая сборка предназначена для экспериментов и отработки систем управления проектируемого исследовательского реактора типа ИРТ в Кракове.

Было представлено несколько докладов по теории и расчетам параметров ядерных реакторов. Интерес вызвал доклад К. Ковальской (Польша) по расчету реактора со сдвигом спектра, в котором обсуждаются некоторые задачи с использованием ряда решеток, имеющих различное содержание легкой воды. Приводится сравнение расчетных данных с экспериментальными, полученными из критических опытов.

Значительное внимание на совещании было уделено физическим экспериментам на реакторах. П. А. Крупчицкий (СССР) остановился на вопросах планирования и организации исследований на тяжеловодном реакторе, а также кратко рассказал об основных экспериментах по физике реакторов, ядерной физике и физике твердого тела.

В последнее время холодные нейтроны (длина волны  $\lambda > 4 \text{ \AA}$ ) находят широкое применение в исследованиях твердого тела, главным образом при изучении динамики конденсированного состояния вещества методом неупругого рассеяния медленных нейтронов, получаемых путем охлаждения до низкой температуры участка замедлителя, расположенного вблизи активной зоны. В докладе М. Г. Землякова и др. (СССР) рассмотрена возможность охлаждения жидким азотом или неоном цилиндра из бериллия или водородсодержащего вещества.

Исследованию динамики конденсированного состояния вещества было посвящено сообщение В. И. Мостового (СССР), который привел результаты исследований жидкого бензола, твердого дифенила и пленочного полизтилена. По сообщению докладчика, на реакторе ИРТ ведется подготовка к созданию более современной установки для изучения неупругого рассеяния холодных нейтронов. Заслуживает внимание также доклад Х. Хофгена (ГДР), в котором приведено описание реакторного криостата для изучения дефектов решеток металлов, возникающих под действием нейтронов при низкой температуре. В докладе В. И. Мостового и др. (СССР) рассмотрены термализующие свойства воды и некоторых органических соединений; исследования велись с помощью измерения сечений неупругого рассеяния медленных монохроматических нейтронов на реакторе ВВР-М Института физики АН УССР. Сечения неупругого рассеяния измерены для энергий нейтронов в диапазоне от 16 до 326 МэВ и углов рассеяния 15—120°. Полученные результаты показывают, что

\* См. «Атомная энергия» 15, 439 (1963).

химическая связь водорода в моноизопропилдифениле сильнее, чем в воде, а процесс термализации нейтронов в воде идет быстрее, чем в моноизопропилдифениле. Авторы указывают, что полученные результаты могут быть использованы для расчета спектров нейтронов в системах с водяным или органическим замедлителем. Вопросы термализации нейтронов рассматривались также в других докладах (Венгрия, ГДР, Польша). В частности, в докладе Л. Сеге (Венгрия) представлено решение задачи термализации в бесконечной гомогенной среде путем численного решения уравнения Больцмана.

На совещании было сделано несколько сообщений, касающихся действующих петлевых установок на исследовательских реакторах. Помимо трех докладов советской делегации, представили также доклады Ф. Бергер (Чехословакия) об опыте эксплуатации реакторной петли, охлаждаемой углекислым газом, и И. Мате (Венгрия) об экспериментальной петле для изучения свойств органических жидкостей под действием реакторного излучения.

Значительное число сообщений было посвящено измерениям нейтронных потоков в реакторах обычными методами (Болгария, Венгрия, Польша, Чехословакия).

Заслуживает внимания доклад «Абсолютное измерение плотности тепловых нейтронов активационным методом с помощью жидких сцинтилляторов» (Э. Юзефович, Польша). Существо метода сводится к растворе-

нию активных образцов в жидком сцинтилляторе и экстраполяции интегральных дискриминационных кривых. Этот метод был применен к абсолютным измерениям плотности тепловых нейтронов при помощи измерения абсолютной величины  $\beta$ -активности таких изотопов, как фосфор, натрий, индий, иод и др. Указывается, что точность измерений в диапазоне  $10^2 - 10^3$  нейтр./см<sup>3</sup> составляла 4%.

Вопросы радиационной безопасности в основном были представлены в докладах польской делегации, в которых приведены факты по облучению персонала и инцидентам за год. В докладе «Анализ опасности реактора «Ева» (ВВР-С) для окружающей территории» рассматриваются причины и вероятность возникновения аварийной ситуации. На основании принятых исходных данных определяются последствия некоторых видов аварии. Предлагается провести работы по усовершенствованию реактора и определить меры, необходимые в случае аварии. Другой доклад посвящен рассмотрению поведения газообразных продуктов деления внутри тзвэлов. Делается попытка объяснить теоретически случаи нарушения герметичности тзвэлов.

В заключение следует отметить, что на реакторах ГДР, Польши, Румынии ведутся интенсивные экспериментальные исследования. Большинство горизонтальных пучков этих реакторов используется постоянно.

E. A. Коновалов

## Конференция в Монреале

В конце мая 1963 г. в Монреале (Канада) состоялась организованная Канадской ядерной ассоциацией конференция по опыту эксплуатации и перспективам дальнейшего развития энергетических реакторов, а также применению радиоактивных изотопов в различных областях науки и техники. В работе конференции приняло участие 270 делегатов из Великобритании, Италии, Канады, США и других стран, в том числе делегация Советского Союза (Л. А. Кочетков, Ю. Н. Митяев, В. А. Сидоренко и А. В. Фролов). На конференции был заслушан 31 доклад, большинство которых (23) было представлено канадской делегацией. Во время конференции работала выставка, на которой были показаны действующие модели исследовательских (NRX, NRU) и энергетических (NPD, CANDU) реакторов Канады, терапевтических кобальтовых установок, передвижной установки для облучения картофеля и лука, стенды с образцами ядерного горючего и тзвэлами, защитными и конструкционными материалами, а также измерительная и контрольная аппаратура, в частности малогабаритные многоканальные самописцы. Наибольшее внимание на выставке было удалено действующему с мая 1962 г. опытному реактору NPD полезной мощностью 20 Мет и атомной электростанции мощностью 200 Мет, сооружаемой в Дуглас-Пойнт (на берегу оз. Гурон). Интересна также лабораторная модель, воспроизводящая принцип работы быстрого реактора с циркулирующим горючим в виде звезды топливных частиц в теплоносителе.

Из представленных на конференцию докладов наибольший интерес представили сообщения об опыте эксплуатации, энергетических реакторов и атомных электростанций, тем более, что публикаций по этому важному вопросу очень мало. С большим вниманием был встречен доклад Г. Н. Ушакова, Л. А. Кочет-

кова, В. Г. Коночкина и В. С. Северьянова (СССР) «Опыт эксплуатации технологических каналов с трубчатыми тепловыделяющими элементами Первой АЭС». В докладе наряду с описанием конструкции технологических каналов и систем контроля за их работой приведены интересные данные, полученные при эксплуатации реактора в водяном, кипящем и паровом режимах охлаждения. Ядерный перегрев пара, впервые осуществленный в Советском Союзе, привлекает внимание специалистов многих стран, так как его техническая реализация позволит существенно повысить коэффициент полезного действия атомных электростанций и использовать стандартные турбины. Поэтому интерес, проявленный к этому докладу, неудивителен.

В докладе Б. А. Алексеева, А. Н. Новикова, В. А. Сидоренко, С. А. Скворцова (СССР) «Некоторые технические проблемы водо-водяных энергетических реакторов» рассматривались технические проблемы дальнейшего развития энергетических реакторов водо-водяного типа. Показано, что при современном развитии науки и техники вполне возможно создание водо-водяного реактора полезной мощностью не менее 1000 Мет, причем по габаритам он не будет превосходить реактор Ново-Воронежской АЭС, что особенно важно для изготовления корпуса реактора.

В докладе Мак-Коннела (Канада) приведено краткое описание конструкции реактора NPD и пусковых работ, начиная с критических опытов и до вывода реактора на полную мощность. Рассматриваются особенности эксплуатации реактора и отдельных его систем в стационарном и переходных режимах. В следующем докладе, посвященном реактору NPD, рассмотрена первая топливная загрузка реактора и ее эксплуатационные характеристики.

В докладе Рида (США) описана работа атомной