

принимавших участие в разработке аппаратуры, измерениях и интерпретации экспериментальных результатов.

Поступила в Редакцию 22/X 1973 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Лейпунский А. И. и др. Атомная электростанция БН-350. Amer. Nucl. Soc., Suppl. to ANS-100, 1965, p. 15.

2. Багдасаров Ю. Е. и др. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах. М., Атомиздат, 1969.

3. Орлов В. В. и др. Исследования физических характеристик при пуске реактора БН-350. См. настоящий выпуск, с. 97.

4. Мамонтов В. Ф. Аппаратура для измерения периода реактора. Препринт ФЭИ-289, 1971.

Исследования радиационной обстановки при пуске реактора БН-350

ЮРЧЕНКО Д. С., ТВЕРДОВСКИЙ Н. Д., КУЛАКОВСКИЙ М. Я., ЦУРУКИН Ю. П., РОМАШКИН Б. Г., СЕРГЕЕВ В. А., СЕРГИН Г. М., БАКУМЕНКО О. Д., СКОРИКОВ Н. В.

УДК 621.039.538

При пуске реактора БН-350 радиационная обстановка измерялась по этапам по мере подъема мощности реактора. Это позволило прогнозировать радиационную обстановку при переходе с одного уровня мощности на другой, оценивать уровни излучений при проведении технологических операций с экспериментальными пакетами, образцами, оборудованием I контура и т. д.

В программу измерений входило: 1) исследование эффективности противорадиационной и биологической защиты реактора; 2) исследование эффективности биологической защиты помещений I контура; 3) определение потоков радиации на основные конструктивные узлы реактора; 4) измерение на этапе физического пуска уровней радиации в местах, недоступных после выхода реактора на номинальный уровень мощности; 5) измерение активности теплоносителя и газовой системы I контура.

Радиационные измерения обеспечили безопасное проведение работ при выполнении физических исследований в активной зоне реактора (операции с экспериментальными пакетами, извлечение ампул с индикаторами, разделка ампул и т. д.).

В настоящем докладе представлены результаты исследований радиационной обстановки на следующих этапах: предпусковые испытания и исследования; измерения на мощностях до 1 квт, до 150 квт, до 50 Мвт.

Эти исследования позволили прогнозировать радиационную обстановку на номинальной мощности реактора, обеспечить радиационную безопасность при проведении энергетического пуска.

Конструкция защиты реактора БН-350

Конструкция защиты реактора БН-350 показана на рис. 1 [1, 2]. Активная зона реактора диаметром 160 и высотой 106 см набрана из шестигранных пакетов. Толщина верхнего и нижнего торцовых экранов по 60 см. Боковая зона воспроизводства высотой 210 и толщиной 45,2 см набрана из пакетов тех же размеров. За боковой зоной воспроизводства расположено хранилище отработавших пакетов толщиной 12 см. Далее в радиальном направлении следуют нейтронная стальная защита толщиной 20 см, слой натрия толщиной 67,5 см и защита корпуса реактора из листов нержавеющей стали общей толщиной 7,5 см, затем корпус реактора, страховочный кожух и опора реактора. Общая толщина этих конструкций составляет 6 см. За опорой реактора расположена защита из углеродистой стали толщиной 16 см. Железорудный концентрат засыпается в кольцевой бак размером ~ 100 см. За слоем железорудного концентрата размещен слой обычного бетона толщиной 300 см.

Боковую защиту пронизывают натриевые трубопроводы. В местах входа трубопроводов в бетонную защиту установлены стальная защита и борированный бетон для предохранения обычного бетона от перегрева и уменьшения потока нейтронов на бетон. За бетонной защитой все трубопроводы I контура (входные и выходные) изгибаются в специальном боксе («нейтронной ловушке») для уменьшения нейтронного поля в месте выхода трубопроводов в боксе I контура.

Нижняя защита реактора состоит из напорного коллектора с хвостовиками пакетов толщи-

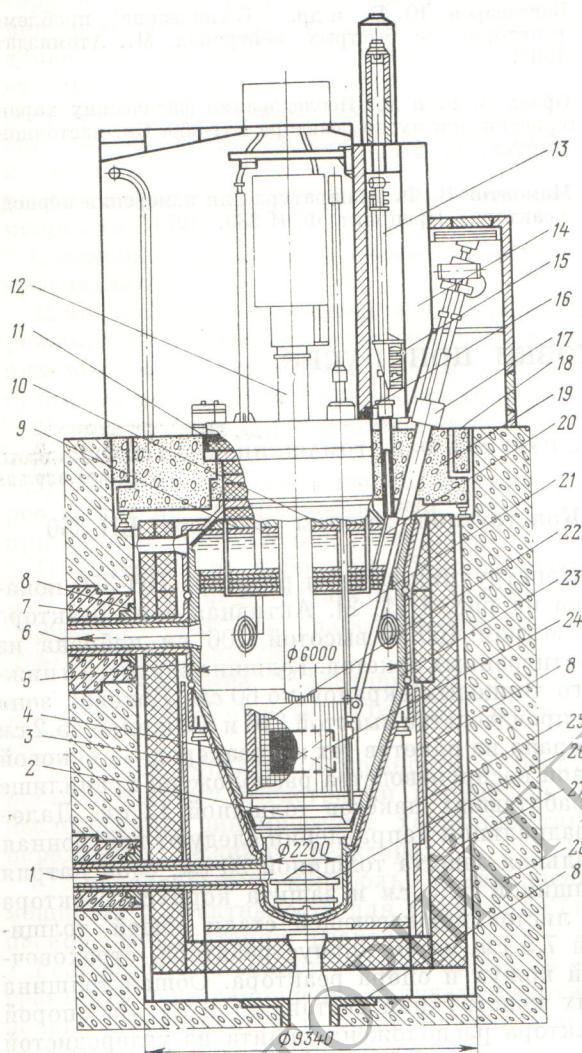


Рис. 1. Продольный разрез реактора БН-350 с механизмами: 1 — вход натрия; 2 — напорный коллектор; 3 — стальные болванки; 4 — хранилище отработавших пакетов; 5 — корпус реактора; 6 — выход натрия; 7 — борированный бетон; 8 — стальная защита; 9 — большая поворотная пробка; 10 — малая поворотная пробка; 11 — защита из стали и графита; 12 — центральная колонна с перегрузочными СУЗ; 13 — механизм передачи пакетов; 14 — перегрузочный бокс; 15 — чугунная дробь; 16 — уран; 17 — элеватор; 18 — защитная пробка; 19 — верхняя неподвижная защита (бетон); 20 — уровень натрия; 21 — механизм перегрузки; 22 — зона восприимчивости; 23 — тепловая защита; 24 — активная зона; 25 — опора реактора; 26 — страховочный кожух; 27 — боковая защита (железорудный концентрат); 28 — бетонная защита.

ной 90 см, слоя натрия (~250 см), корпуса и кожуха реактора, слоя углеродистой стали (~8 см) и железорудного концентрата (~100 см), ниже следует бетонный фундамент. Нижнюю защиту пересекает газопровод охлаждения шахты реактора. На входе газопровода в защиту бетонный фундамент защищен дополнительным слоем стали.

Роль верхней защиты выполняют головки пакетов активной зоны и бокового экрана (~37 см), слой натрия (~320 см), стальная плита, набранная из листов нержавеющей стали (~70 см), слой натрия (~100 см) и далее в поворотных пробках набор слоев из углеродистой стали и графита общей толщиной ~180 см. Все щели, пронизывающие верхнюю защиту, двухступенчатые. Верхняя неподвижная защита выполнена из бетона.

Приборы и методы исследования радиационной обстановки

Система контроля радиационной обстановки на реакторе БН-350 действует при работе реактора на мощности, при проведении ремонтных работ, технологических операций и процессов (контроль за состоянием радиоактивных систем и источников), а также при аварийных ситуациях.

Контроль радиационной обстановки и технологический контроль радиоактивных параметров осуществляются непрерывно стационарными дистанционными приборами, местными приборами (локально), переносными приборами и анализом проб лабораторными установками. Оперативная информация сосредоточена на центральном щите радиационного контроля. Контролируются мощности доз γ -излучения и потоки нейтронов в обслуживаемых, полуобслуживаемых и ремонтно-обслуживаемых помещениях; содержание радиоактивных газов и аэрозолей в воздухе рабочих помещений и выбросной трубе; радиоактивные загрязнения и т. д. [3, 4]. Контролируются следующие радиационные технологические параметры на реакторе БН-350: герметичность оболочек твэлов по запаздывающим нейтронам в теплоносителе I контура и по $^{88}\text{Kг}$ в газовой подушке реактора; активность и изотопный состав теплоносителя I контура и газа газовой подушки аппарата; герметичность радиоактивных систем и оборудования по появлению γ -активности, радиоактивных газов и аэрозолей в системах охлаждения; эффективность работы систем очистки и накопление активности на фильтрах, а также активность газовых сдувок [4, 5].

Кроме того, существует сигнализация о γ -активности прохождения пакетов, выгружаемых из аппарата, по транспортно-технологическому тракту.

Измерение высокочувствительными γ -радиометрами излучения за защитой при мощностях реактора, равных нескольким мегаваттам, по-

зволяет прогнозировать состояние защиты при выходе реактора на номинальную мощность.

Измерение нейтронного излучения в боксах I контура приходилось проводить сразу же после выхода реактора на мощность, пока уровень γ -излучения ^{24}Na был невысоким.

В предпусковой период в соответствии с программой исследований проведены следующие подготовительные работы и измерения: составлены картограммы точек контроля в помещениях и на оборудовании; измерены фоновые характеристики; оценено состояние защиты транспортно-технологического тракта с помощью источника; подготовлена и откалибрована аппаратура контроля; смонтированы дополнительные местные приборы; проверена готовность съемной защиты (пробки, проемы, защитные двери и т. д.).

Радиационные измерения при мощности до 1 квт

Проведены измерения потоков нейтронов и γ -излучения, падающих на корпус реактора и прилегающие узлы. Для обеспечения доступа к корпусу реактора использовался временно открытый монтажный проем в шахту реактора. Измерения в шахте проводились с момента установки нейтронного источника интенсивностью $\sim 5 \cdot 10^8$ нейтр/сек и в процессе набора критической массы, что позволяло судить о величине ослабления потока нейтронов в имитаторах, находящихся в ячейках активной зоны и экрана. При первом кратковременном выходе реактора на мощность ~ 1 квт мощность дозы γ -излучения на поверхности трубопроводов I контура достигла $\sim 0,8$ мкр/сек, что позволило оценить величину активности натриевого теплоносителя уже при первом выходе на мощность и прогнозировать радиационную обстановку в боксах I контура при последующем подъеме мощности реактора. На мощности ~ 200 вт измерены потоки нейтронов и γ -излучения в шахте реактора (рис. 2). Поток нейтронов (при пересчете на номинальную мощность) на поверхности корпуса реактора на уровне центра активной зоны при данной загрузке реактора (внутреннее хранилище аппарата заполнено стальными имитаторами) по оценке составляет $\sim 2 \cdot 10^{11}$ нейтр/см²·сек, а на уровне входных трубопроводов $\sim 7 \cdot 10^{20}$ нейтр/см²·сек. Следует учитывать, что по мере загрузки внутреннего хранилища отработавшими пакетами активной зоны потоки нейтронов за корпус

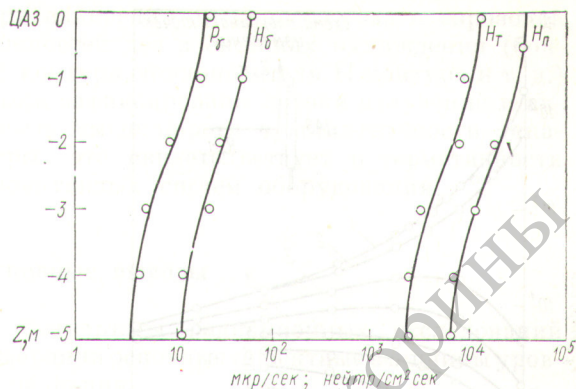


Рис. 2. Распределение потоков (нейтр/см²·сек) тепловых H_T , промежуточных H_{II} и быстрых H_B нейтронов и мощности дозы γ -излучения P_γ (мкр/сек) на поверхности корпуса реактора ниже центра активной зоны (ЦАЗ), измеренных на мощности реактора ~ 200 вт (Z — расстояние от центра активной зоны)

сом реактора могут возрасти до величины $\sim 1,5 \cdot 10^{12}$ нейтр/см²·сек.

Радиационная обстановка при проведении физических исследований

Во время физических исследований на реакторе БН-350 активационными детекторами измерены распределения энерговыделения и потоки нейтронов. Основными операциями, при которых необходимо было принимать специальные меры по обеспечению нормальной радиационной обстановки, являлись работы, связанные с извлечением детекторов из измерительных пакетов. Операция по расцеплению ампул с индикаторами и измерительного пакета проводилась вручную.

Для обеспечения нормальной радиационной обстановки над защитой приподнималась только головка пакета, при этом максимальная мощность дозы γ -излучения достигала ~ 5 мкр/сек на расстоянии 0,5 м от головки измерительного пакета активной зоны после работы реактора на мощности ~ 150 квт и определялась наведенной активностью ^{56}Mn . При операциях разделки ампулы с индикаторами, располагаемой также в защите, мощность дозы γ -излучения определялась активацией алюминиевых вкладышей и составляла ~ 5 мкр/сек на поверхности вкладышей, расположенных в центре активной зоны (при облучении на мощности ~ 150 квт).

Результаты дистанционных измерений мощностей доз γ -излучения измерительного пакета и ампулы из нержавеющей стали представлены

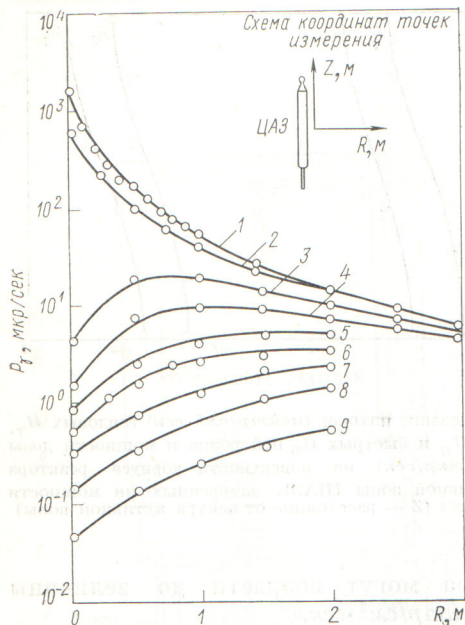


Рис. 3. Распределение мощности дозы γ -излучения измерительного пакета после облучения на мощности ~ 150 кет в радиальном (R) и вертикальном (Z) направлениях (см. схему координат точек измерения):

1 — $Z = 0$; 2 — $Z = 0,53$; 3 — $Z = 1,25$; 4 — $Z = 1,75$; 5 — $Z = 2,25$; 6 — $Z = 2,65$; 7 — $Z = 3,25$; 8 — $Z = 4,25$; 9 — $Z = 5,75$.

на рис. 3 и 4. Снижение мощностей доз γ -излучения в вертикальном направлении связано с наличием торцового экрана и увеличением самопоглощения. Повышение мощностей доз γ -излучения на границе активной зоны и торцовых экранов от нержавеющей ампулы обусловлено увеличением сечения захвата в ^{56}Mn .

Активность теплоносителя I контура и газовой подушки реактора

Для определения активности теплоносителя I контура на мощности ~ 150 кет отобраны пробы натрия и проведен их γ -спектральный анализ на лабораторной установке с полупроводниковым детектором, а также измерены мощности дозы γ -излучения проб сцинтилляционным γ -радиометром. Активность теплоносителя в пересчете на номинальную мощность реактора составляет ~ 16 кюри/л, что хорошо согласуется с расчетными данными (~ 15 кюри/л). Для контроля герметичности оболочек твэлов пробы из газовой подушки реактора отбирались через штатную систему газоотбора в газовую

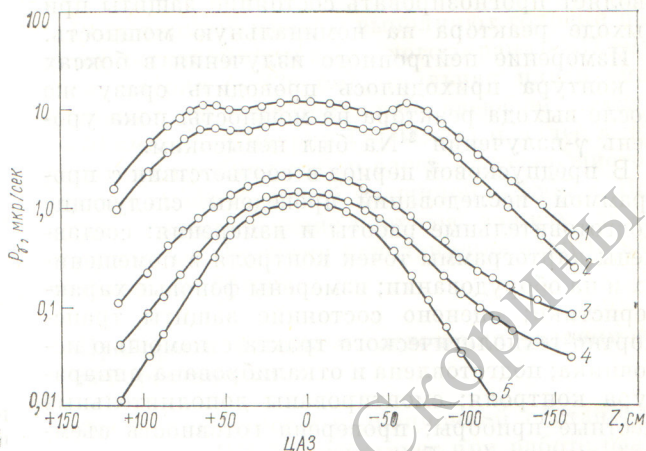


Рис. 4. Распределение мощности дозы γ -излучения вдоль поверхности ампулы из нержавеющей стали после облучения на мощности ~ 150 кет для разного времени выдержки (Z — расстояние от центра активной зоны):

1 — 13 ч; 2 — 16 ч; 3 — 36 ч; 4 — 63 ч; 5 — 320 ч.

камеру ДЗ-20. Измерения проводились на мощность реактора до 50 Мет.

При работе реактора на мощности ~ 150 Мет (температура теплоносителя $\sim 350^\circ\text{C}$, главные циркуляционные насосы двух петель I контура работали на 250 об/мин) активность ^{23}Ne и ^{41}Ar составляла $\sim 10^{-4}$ и $\sim 1,5 \cdot 10^{-7}$ кюри/л соответственно.

При работе аппарата на мощности ~ 50 Мет в газовой подушке реактора была обнаружена активность 10^{-8} — 10^{-7} кюри/л долгоживущих изотопов, обусловленная поверхностным загрязнением твэлов. Величина активности газа зависит от режимов работы главных циркуляционных насосов и температуры теплоносителя.

Радиационная обстановка в боксах I контура и за биологической защитой

С целью прогнозирования радиационной обстановки в боксах I контура и сопоставления проектных данных с фактическими проведены измерения мощностей доз γ -излучения на поверхностях оборудования, трубопроводов I контура, стен и перекрытий боксов, а также потоков нейтронов около трубопроводов на входе в помещение нейтронной ловушки при мощности реактора до 150 кет.

Результаты измерений, экстраполированные на номинальную мощность, представлены в таблице.

Распределение мощности дозы γ -излучения в боксах I контура

Точки измерений	Мощность дозы γ -излучения, р/сек
На поверхности теплоизоляции трубопровода диаметром 500 мм	4,5
На поверхности теплоизоляции трубопровода диаметром 600 мм	4,9
Участок трубопровода без теплоизоляции	6,5
На поверхности теплоизоляции теплообменника	2,3
На стене около теплообменника	1,6
У входа в бокс	0,6

При выходе реактора на мощность в первоначальный момент (< 5 мин) на поверхности выходящего из реактора трубопровода измерена мощность дозы γ -излучения, обусловленного ^{23}Ne . Мощность дозы γ -излучения в пересчете на 1000 Мвт составляет $\sim 3 \cdot 10^4$ мкр/сек (при работе петель в номинальном режиме).

Измеренный на мощности ~ 150 квт поток нейтронов на входе в нейтронную ловушку в пересчете на номинальную мощность составил $\sim 2 \cdot 10^5$ нейтр/см²·сек около входных трубопроводов. Поток нейтронов около входных патрубков у корпуса реактора составил $\sim 7 \cdot 10^{10}$ нейтр/см²·сек. Таким образом, на прямом участке трубопровода длиной ~ 4 м ослабление суммарного потока нейтронов составило $\sim 3,5 \cdot 10^5$. На выходе из нейтронной ловушки (вход в бокс I контура) по оценкам, полученным из измерений на мощности ~ 1 Мвт, поток нейтронов составит 10^2 нейтр/см²·сек. При полной загрузке внутреннего хранилища поток нейтронов может возрасти примерно в 6 раз. Проверка эффективности биологической защиты аппарата и боксов I контура проводилась на каждом уровне мощности реактора. После обнаружения в отдельных местах локальных прострелов в защите устанавливалась дополнительная защита. При измерениях γ - и нейтронного излучений за защитой боксов и аппарата на уровнях мощности до 50 Мвт не были зафиксированы поля излучения с интенсивностью выше порога чувствительности приборов, и, следовательно, при выходе реактора на номинальную мощность не ожидается превышения предельно допустимых уровней проникающих излучений [6, 3] за биологической защитой боксов и аппарата.

При измерении активности газа и аэрозолей и мощностей доз в системах охлаждения (боксов I контура, теплоносителя II контура и т. д.) не были зафиксированы потоки излучений и активность выше порога чувствительности аппаратуры, что свидетельствует о герметичности радиоактивных систем оборудования.

Основные выводы

1. Результаты радиационных исследований подтвердили основные проектные величины уровня радиации.

2. Оценка активности натрия, полученная на основании непосредственных измерений и измерений мощностей доз γ -излучения на поверхности трубопроводов, показала удовлетворительное согласие с расчетными данными; экстраполированная величина активности на номинальную мощность реактора составляет ~ 16 кюри/л.

3. Эффективность защиты проходов трубопроводов I контура оказалась удовлетворительной; следует ожидать, что поток нейтронов в боксах при номинальной мощности будет значительно ниже проектного значения.

4. Результаты измерений потоков нейтронов и γ -излучения при мощности ~ 150 квт на внешних поверхностях защиты реактора и боксов I контура показывают отсутствие дефектов защиты за исключением отдельных локальных дефектов, связанных с монтажом.

5. Уровни облучения персонала при работах по извлечению измерительных пакетов и разделке ампул с индикаторами не превысили допустимых значений дневных доз.

6. Проведенные измерения являются лишь частью общей программы исследований радиационной обстановки на реакторе БН-350.

Следующие этапы будут выполнены после энергетического пуска реактора и дальнейшей его эксплуатации.

Поступила в Редакцию 22/X 1973 г.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Багдасаров Ю. Е. и др. Технические проблемы реакторов на быстрых нейтронах. М., Атомиздат, 1969.
2. Кулаковский М. Я. и др. Особенности проектирования биологической и противоактивационной защиты быстрых реакторов.— В кн.: Тр. Симп. стран — членов СЭВ «Состояние и перспективы работ по созданию АЭС с реакторами на быстрых нейтронах», т. 2. Обнинск, ОНТИ ФЭИ, 1968, с. 294.

3. Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений (ОСП — 72). М., Атомиздат, 1973.
4. Голубев Б. П. Дозиметрия и защита от ионизирующих излучений. М., Атомиздат, 1971.
5. Ефимов И. А. и др. Принципы контроля разрушения твэлов энергетических реакторов на быстрых

нейтронах по активности натрия и газа. — В кн.: Тр. Международной конф. по инженерным вопросам безопасности быстрых реакторов, т. I (ФРГ, Карлсруэ, 1972). Gesellschaft für Kernforschung, M. V. H., 1973, с. 399.

6. Нормы радиационной безопасности (НРБ-69). М., Атомиздат, 1972.

Рефераты статей, опубликованных в настоящем выпуске

УДК. 621.039.526

Лейпунский А. И., Митенков Ф. М., Орлов В. В., Юрченко Д. С., Ширяев В. И., Архипов В. М., Багдасаров Ю. Е., Баклушин Р. П., Благоевлин С. М., Василенко К. Т., Грибанов Ю. И., Демин А. А., Карабаш А. Г., Карпов А. В., Киселев Г. В., Козлов Ф. А., Кочетков Л. А., Кузнецов И. А., Пахомов В. В., Поплавский В. М., Ринейский А. А., Ушаков А. В. Опыт пуско-наладочных работ и энергопуска реактора БН-350. — «Атомная энергия», 1973, т. 36, с. 91.

В работе приводятся основные этапы сооружения и пуска установок БН-350. Излагается опыт подготовки теплоносителя и проведения пуско-наладочных работ на основных контурах. Описываются результаты исследования динамических характеристик и энергетического пуска установок. (5 библиографических ссылок.)

УДК 621.039.526:621.039.52.034.6:621.039.519

Орлов В. В., Померанцев Г. Б., Юрченко Д. С., Василенко К. Т., Дубовский Б. Г., Казанский Ю. А., Киселев Г. В., Кисиль И. М., Кулаковский М. Я., Матвеев В. И., Скориков Н. В., Тройнов М. Ф., Усынин Г. Б., Голубев В. И., Ваймугин А. А., Воропаев А. И., Душин П. Г., Зинюров В. П., Любченко В. Ф., Мамонтов В. Ф., Тютюников П. Л. Исследования физических характеристик при пуске реактора БН-350. — «Атомная энергия», 1974, т. 36, с. 97.

Изложены результаты измерений статистических физических характеристик быстрого энергетического реактора БН-350. Реактор достиг критичности 29 ноября 1972 г. Полученные данные сравниваются с расчетными предсказаниями. (5 рис., 3 табл., 12 библиографических ссылок.)

УДК 621.039.519:621.039.58.621.039.526

Дубовский Б. Г., Бондаренко В. В., Ваймугин А. А., Водолажский А. С., Гайдуров И. Г., Ефешин А. Н., Душин П. Г., Козлов В. И., Кисиль И. М., Красилов В. А., Любченко В. Ф., Мамонтов В. Ф., Меркулов А. Е., Померанцев Г. Б., Скориков Н. В., Таскаев Ю. Ф., Шведенко И. М. Аппаратура для контроля и обеспечения безопасности при физическом пуске реактора БН-350. — «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 2, с. 104.

Описывается высокочувствительная пусковая аппаратура, с помощью которой обеспечивался контроль и аварийная защита реактора БН-350 при наборе активной зоны и экспериментах физического пуска.

Пусковая аппаратура обеспечивала контроль за реактором, начиная с загрузки в активную зону первых топливных пакетов.

Описывается токовый измеритель мощности ТИМ-2к, контролирующий изменение нейтронного потока в реакторе от состояния с $k_{эфф} \approx 0,97$. Прибор позволил надежно контролировать цепление стержней СУЗ с исполнительными механизмами и изменение нейтронного потока при измерениях на физическом уровне мощности. В настоящее время прибор включен в состав штатной аппаратуры контроля при работе реактора в энергетическом режиме.

Приводятся некоторые результаты измерений реактивности реактивометром. Показано, что такой прибор обеспечивает быстрое получение сведений об изменении реактивности, необходимых для более полного удовлетворения требованиям безопасной эксплуатации реактора. Реактивометр также включен в состав штатной аппаратуры СУЗ и используется при эксплуатации реактора в энергетическом режиме.

Описывается аппаратура, применявшаяся во время физического пуска для градуировки органов СУЗ и измерений эффек-

тов реактивности методом асимптотического периода. (4 библиографические ссылки.)

УДК 621.039.538

Юрченко Д. С., Твердовский Н. Д., Кулаковский М. Я., Пурукин Ю. П., Ромашкин Б. Г., Сергеев В. А., Сергин Г. М., Бакуменко О. Д., Скориков Н. В. Исследование радиационной обстановки при пуске реактора БН-350. — «Атомная энергия», 1974, т. 36, вып. 2, с. 107.

В докладе приводятся данные радиационных исследований, полученные при пуске реактора БН-350. В результате измерений определены величины активности теплоносителя и газовых полостей реактора, уровни радиации.

Выполненные измерения позволили получить данные об уровнях потоков излучений в местах, недоступных после работы реактора в энергетическом режиме. Результаты радиационных исследований сравниваются с проектными данными (4 рис., 1 табл., 6 библиографических ссылок.)

УДК 621.039.524.46.034.3

Абрамов В. М., Батуров Б. Б., Богданов Н. В., Зеленский В. Ф., Иванов В. Е., Иоффе Б. Л., Караваев Г. Н., Митрополевский В. А., Пчелин М. М., Пучков П. И., Ремжин Ю. Н., Ушаков Г. Н., Христенко П. И., (СССР); Кежер Й., Келнер Й., Козак М., Комарек А., Костовски К., Патровски В., Скленичка Ч., Томик Л., Шевчик А., Шпетко В. (ЧССР). Первая чехословацкая атомная электростанция А-1 с тяжеловодным реактором КС-150 (разработка и конструкция). — «Атомная энергия», 1974, т. 36, с. 113.

В статье приведено краткое описание первой чехословацкой атомной электростанции А-1, установленного на ней тяжеловодного реактора КС-150 с газовым охлаждением и пруткового твэла из металлического урана, а также сведения о разработке проекта и строительства. Рассмотрены преимущества такого направления энергетического реакторостроения. (12 рис., 2 табл., 14 библиографических ссылок.)

УДК 539.125.52:621.039.51.12

Галанин А. Д., Торлин Б. З. Сложная решетка в P_2 -приближении. — «Атомная энергия», 1974, т. 36, с. 125.

На основании общей теории гетерогенного реактора сформулированы уравнения для расчета сложной ячейки в P_2 -приближении. «Собственное поле» нейтронов каждого блока предполагается аксиально симметричным. Особое внимание уделено случаю слабого поглощения в замедлителе. Основное применение разработанной теории — определение взаимного блок-эффекта в сложной ячейке. (5 библиографических ссылок.)

УДК 534.6:624.058.2

Зеленчук А. В., Набойченко К. В. Акустический метод измерения малых перемещений в высокотемпературных и радиационных полях. — «Атомная энергия», 1973, т. 35, с. 130.

Рассмотрен акустический импедансный метод измерения малых перемещений в канале ядерного реактора. Изложен принцип и теория метода измерения. Приведены экспериментальные и теоретические характеристики акустического датчика малых перемещений, заполненного гелием, при температурах до 500° С с перемещением амплитудной температурной компенсации. Даны рекомендации по расчету необходимых диапазонов измерения малых перемещений. Из теории следует, что подобные датчики могут работать при высоких температурах, значительных потоках радиации; кроме того при длине несколько метров они могут иметь малые радиальные размеры (несколько миллиметров). Все это представляет особый интерес в связи с малыми радиальными размерами реакторных каналов. (3 рис., 6 библиографических ссылок.)