

621.039.5

874

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

Российский федеральный ядерный центр - ВНИИЭФ

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:
Физика
ядерных реакторов
ВЫПУСК

1998

2

621.039.5

В74

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР "КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

Российский федеральный ядерный центр - ВНИИЭФ

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Издается с 1989 г.

ВЫПУСК 2

**ИМПУЛЬСНЫЕ РЕАКТОРЫ
И ПРОСТЫЕ КРИТИЧЕСКИЕ СБОРКИ**

Москва – 1998

Институт Атомной Энергии
им. И. В. Курчатова
БИБЛИОТЕКА

37866 н/ф

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор),
С.М. Зарицкий (зам. главного редактора),
В.Ф. Колесов, С.Д. Малкин, Т.П. Федосеева (отв. секретарь)

Редакционная коллегия выпуска:

В.Ф. Колесов (главный редактор), Е.В. Куличкова (отв. секретарь),
А.М. Воинов (зам. главного редактора), В.Г. Заграфов, М.И. Кувшинов,
С.А. Новиков, И.С. Погребов, В.М. Талызин, В.А. Терехин,
С.К. Штарев, В.И. Юферев

В серии «Физика ядерных реакторов» публикуются материалы по следующим вопросам:

- теория и методы расчета ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- проблемы обеспечения расчетных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;
- расчетные исследования по физике ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений; исследования отдельных аспектов развития ядерной энергетики;
- экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов и в перечисленных смежных областях;
- математические проблемы теории переноса и теории реакторов.

В выпусках «Импульсные реакторы и простые критические сборки» публикуются статьи, охватывающие следующие конкретные проблемы:

- кинетика и динамика импульсных реакторов и бустеров аperiodического действия;
- конструкции и физические характеристики действующих или проектируемых импульсных реакторов;
- опыт эксплуатации импульсных реакторов;
- методики и результаты проводимых с помощью импульсных реакторов экспериментов;
- критические и другие нейтронно-физические характеристики простых сборок из делящихся веществ;
- использование интегральных экспериментов на простых критических сборках для проверки многогрупповых нейтронных констант;
- ядерная безопасность импульсных реакторов и простых критических сборок.

Materials related to the topics described below are published in series «Nuclear Reactor Physics»:

- theory and calculational methods for nuclear reactors, fusion reactor blankets, radiation shielding and radiation transport;
- codes for calculational and experimental investigations; descriptions and abstracts of codes, code complexes and systems;
- calculational analysis of reactor, blanket and shielding performances and radiation transport; calculational analysis of some nuclear energy development aspects;
- experimental methods and experimental analysis in field of nuclear reactor physics and other above mentioned items;
- mathematical problems of transport and nuclear reactor theory.

Materials related to the concrete topics described below are published in issues «Pulse Reactors and Simple Critical Assemblies»:

- kinetics and dynamics of pulse reactors and boosters of aperiodic action;
- designs and physical characteristics of working and projected pulse reactors;
- operational experience of pulse reactors;
- procedures and results of experiments performed with pulse reactors;
- critical and other neutron-physical characteristics of simple assemblies of fissile material;
- integral experiments as applied to simple critical assemblies to test multigroup neutron constants;
- nuclear safety of pulse reactors and simple critical assemblies.

© РФЯЦ-ВНИИЭФ, 1998

© Российский научный центр
"Курчатовский институт", 1998

ХАРАКТЕРИСТИКИ БУСТЕР-РЕАКТОРА БР-1 ПРИ РАБОТЕ В БУСТЕРНОМ РЕЖИМЕ СОВМЕСТНО С УСКОРИТЕЛЕМ ЛИУ-30

А. С. Кошелев, Ю. М. Одинцов, Г. Н. Маслов

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Рассмотрены вопросы редакции и методического обеспечения экспериментов по исследованию бустерного режима работы реактора БР-1 совместно с ускорителем ЛИУ-30 в области изменения коэффициента умножения реакторной системы по мгновенным нейтронам от 100 до ~ 4500. Представлены и проанализированы результаты, полученные в серии из 8 совместных пусков реактора и ускорителя.

CHARACTERISTICS OF BR-1 BOOSTER-REACTOR AT ITS OPERATION IN BOOSTER MODE JOINTLY WITH LIA-30 ACCELERATOR/ A.S. KOSHELEV, Yu.M. ODINTSOV, G.N. MASLOV // There are considered the problems of editing and methodical provision of experiments on the investigation of BR-1 reactor booster mode at its integral operation with LIA-30 accelerator within the range of multiplication coefficient change of reactor system by prompt neutrons from 100 to ~ 4500. The results obtained in a set of 8 joint reactor and accelerator triggerings and presented and analyzed.

ВВЕДЕНИЕ

В работах [1, 2] с акцентом на описание конструктивных особенностей и физико-технических возможностей мощного ускорителя электронов ЛИУ-30 конспективно упомянуты характеристики, полученные при совместной работе ускорителя и бустер-реактора БР-1 [3] при использовании БР-1 как в качестве реактора, так и в качестве бустера.

Реакторный вариант работы БР-1 совместно с ЛИУ-30, за исключением чисто технических вопросов синхронизации пусковых систем ЛИУ-30 и БР-1, практически не отличается от автономной работы в режиме импульсного реактора с инициированием от импульсного нейтронного источника (штатный режим работы БР-1, см., например, [3]).

Известны обстоятельные теоретические исследования кинетики и динамики бустеров, ориентированных на работу с мощным внешним облучателем, таким как ЛИУ-30 [4, 5, 6]. Рассматривались как конкретный бустер-реактор БР-1, работающий совместно с ускорителем ЛИУ-30 [4], так и, в более общей постановке, зависимость параметров бустеров от состава и конфигурации их активных зон (АЗ) [5]. Проводились также детальные расчеты характеристик тормозного излучения разнообразных мишеней ускорителя ЛИУ-30 [6].

Экспериментальные исследования бустерного режима при совместной работе реакторной установки, выводимой в надкритические по запаздывающим нейтронам состояния, с мощным ускорителем, формирующим на собственной нейтронной мишени источник с выходом до 10^{14} нейтр./импульс, в мировой практике проведены впервые. На наш взгляд, некоторые особенности постановки и методического обеспечения проведенных исследований и развернутая выборка экспериментальных результатов, полученных в лабораторных условиях в недоступном ранее диапазоне реактивностей размножающей системы и мощностей первичного импульсного источника нейтронов, безусловно, заинтересуют специалистов в области

изучения и создания мощных источников нейтронного излучения.

Обстоятельная полнота изложения проблем, связанных с функционированием ускорителя ЛИУ-30, в [1, 2] позволяет в рамках настоящей статьи сконцентрироваться только на специальных вопросах, связанных с особенностями функционирования реакторной системы и ядерно-физическими процессами, протекающими при взаимодействии тормозного γ -излучения ЛИУ-30 с делящимися материалами (ДМ) активной зоны БР-1.

ВЫБОР МЕТОДОВ И СРЕДСТВ ИЗМЕРЕНИЯ

Без учета пространственно-энергетической ценности первичных нейтронов (т.е. нейтронов внешнего источника, в нашем случае - нейтронов, рожденных в фотоядерных реакциях $(\gamma, n), (\gamma, f)$ на ядрах урана при взаимодействии γ -квантов ускорителя с ДМ АЗ) связь между реактивностью реактора и коэффициентом умножения первичных нейтронов может быть выражена соотношением (см., например, [7])

$$|\rho| = |(k - 1)/k| = 1/kQ \cong 1/Q, \quad (1)$$

где ρ - реактивность; k - коэффициент размножения нейтронов; Q - коэффициент умножения нейтронов (учтено, что $Q = 1/(1 - k)$ и в планируемой области исследований $k \cong 1$).

Принято различать значения k и Q , соответствующие шкале реактивности с началом отсчета в состоянии запаздывающей критичности (критическое состояние реакторной системы с учетом всех нейтронов, обусловленных цепной реакцией деления, - запаздывающие, отраженные и пр.) и с началом отсчета в состоянии мгновенной критичности (критическое состояние реакторной системы с учетом собственно мгновенных нейтронов деления и доли быстрых отраженных нейтронов, совокупное влияние которых может быть описано в одnogрупповом

представлении с временем жизни нейтрона $l_{\text{эф}}$). В рамках настоящей статьи используются представления k и Q только в шкале с началом отсчета реактивности от состояния мгновенной критичности и только для $k < 1$.

Используемые на реакторе штатные методики измерения реактивности (реактиметр обратной кинетики (РОК) для измерения реактивности ниже запаздывающей критичности и определение реактивности по асимптотическому периоду для состояний выше запаздывающей критичности) предусматривают выдачу результата в шкале с началом отсчета в состоянии запаздывающей критичности и в единицах $\beta_{\text{эф}}$ (для единообразия численное значение $\beta_{\text{эф}}$ соответствует только эффективной доле запаздывающих нейтронов, без учета отраженных и прочих задержанных, и для реактора БР-1 принимается равным 0,00682 абс.ед.). Для разграничения определенных в разных шкалах реактивностей в дальнейшем изложении приняты обозначения ρ для реактивности в шкале с началом отсчета в состоянии запаздывающей критичности и $\rho_{\text{мк}}$ для реактивности в шкале с началом отсчета в состоянии мгновенной критичности.

Принимая во внимание, что с учетом отраженных нейтронов для реактора БР-1 в рабочей позиции у выходного устройства ЛИУ-30 состоянию мгновенной критичности соответствует реактивность $\rho = 1,010 \beta_{\text{эф}}$ (численное значение ρ установлено на основании анализа формы импульса делений БР-1, зарегистрированного в совместном с ЛИУ-30 пуске при реактивности реакторной системы $\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$, с применением методики определения эффективных параметров нейтронной кинетики по результатам импульсного эксперимента [8], расчеты выполнены Хоружим В.Х.), соотношение (1) очевидным образом перепишем в виде

$$Q = 1/(1,010 - \rho)\beta_{\text{эф}}, \quad (2)$$

где ρ - в единицах $\beta_{\text{эф}}$, а $\beta_{\text{эф}} = 0,00682$ абс.ед.

Из соотношения (2), в частности, следует, что в состоянии запаздывающей критичности ($\rho = 0$) коэффициент умножения реакторной системы Q равен 145.

Подготовка состояний реактора с $Q \leq 300$ ($\rho \leq 0,52 \beta_{\text{эф}}$) может быть осуществлена на низких уровнях мощности с незначительным энерговыделением (до 10^{10} – 10^{11} делений в АЗ) за время проведения подготовительной процедуры. При подготовке состояний с $Q > 300$ имеет место существенное увеличение энерговыделения (до 10^{14} делений в АЗ и более) за время проведения подготовительной процедуры. Связано это с особенностями измерения значений асимптотического периода разгона, реализуемых в области $Q > 300$.

Для учета энерговыделения, реализованного на стадии подготовки, и внесения соответствующих поправок в значения энерговыделения в АЗ, определяемые в рабочих (совместных) пусках ЛИУ-30 и БР-1, было организовано изучение зависимости $Y(T)$ (Y - энерговыделение в АЗ за цикл измерения реактивно-

сти по периоду T) в области изменения T от ~ 100 мс до ~ 5 с. Измерение энерговыделения осуществлялось с использованием основной для реактора методики, заключающейся в определении активности детекторов из никеля, устанавливаемых в фиксированной позиции в центральном канале АЗ.

Измерительная процедура предусматривала многократное (до 10 раз) повторение вывода реактора на фиксированный период, что обеспечивало высокую активность детекторов из никеля и позволяло дополнительно контролировать относительную стабильность энерговыделения в однократном пуске по аппаратуре штатных каналов контроля мощности реактора.

Полученные результаты в форме графика представлены на рис. 1, более детализированная версия которого использовалась для введения конкретных численных поправок в результаты соответствующих комплексных экспериментов.

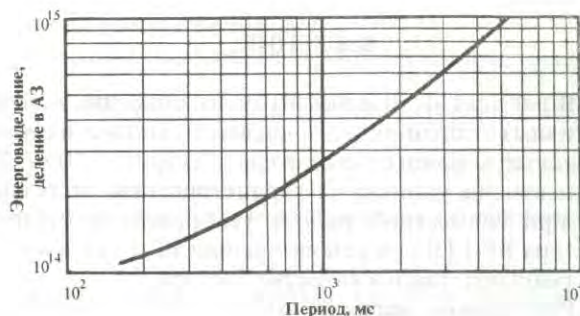


Рис. 1. Зависимость энерговыделения в единичном калибровочном пуске от реализованного асимптотического периода

Определение энерговыделения в АЗ БР-1 в совместных экспериментах с ЛИУ-30 также в первую очередь осуществлялось с помощью детекторов из никеля, устанавливаемых в фиксированной позиции в центральном канале АЗ. В качестве дополнительных использовались данные по активации двух детекторов из никеля, устанавливаемых в фиксированных позициях снаружи АЗ (одна из штатных методик определения энерговыделения реактора БР-1), и активации детектора из золота из комплекта ВЕВ-детектора (полиэтиленовый шар диаметром ~ 10 см, в центр которого помещается детектор из золотой фольги массой ~ 25 мг при толщине $\sim 15,7$ мг/см²; целесообразность применения такого детектора в опытах с относительно малым выходом нейтронов показали опыты с неразмножающей нейтронной мишенью ЛИУ-30 [9]). ВЕВ-детектор устанавливался в фиксированной позиции на стенде реактора в ~ 50 см от центра АЗ. Его калибровка проводилась в отдельном статическом пуске реактора по показаниям детекторов из никеля.

Непротиворечивые представительные результаты для формы импульса делений удалось получить только в рамках методики, в качестве детектора в которой использовалась вакуумированная камера

деления типа КНК-15 [10]. Была использована камера из комплекта, данные по исследованию которого представлены в работе [10]. Включение камеры осуществлялось по схеме с индивидуальной регистрацией сигналов, формируемых в объеме с электродами, покрытыми ДМ, и в компенсационном объеме (с электродами без покрытия ДМ).

Для регистрации сигналов с детектора использовались цифровые регистраторы типа ФИАЛКА-4М. Регистратор этого типа располагает возможностями, особо значимыми при получении импульсной информации в исследованиях на реакторных системах. К таким специальным возможностям относится в первую очередь возможность в единой шкале временной развертки, разделенной на 1024 регистрационных интервала (канала), формировать до трех групп каналов с установкой в каждой группе единой для группы ширины канала (из ряда от 1 мкс до 5 мс). Число каналов в группе варьируется в пределах предусмотренных регулировок из общей суммы 1024. Такая структура временной развертки позволяет с необходимой представительностью описать значительно различающиеся по скорости изменения амплитуды участки сигнала для последующего анализа его интегральных характеристик.

Особые регистрационные качества прибора ФИАЛКА-4М связаны также с возможностью регистрации входного сигнала в интервале от 10^{-4} до 2,5 В (без применения внешних аттенуаторов). Такая широкодиапазонность по амплитуде обеспечивается трехступенчатой системой автоматического переключения чувствительности в процессе регистрационного цикла.

При регистрации формы импульса делений для конфигурации реактора с $Q = 100$ параллельно с прибором ФИАЛКА-4М включался регистратор

типа БРЕГЕТ для детализации быстрой части импульса с шагом 0,05 мкс.

В качестве ДМ в АЗ БР-1 используется высокообогащенный уран (~ 90%-ного обогащения по урану-235) в виде сплава с молибденом (массовое содержание молибдена ~ 9%). Рождение нейтронов в высокообогащенном уране при его взаимодействии с γ -квантами определяется реакциями (γ, n) , (γ, f) на уране-235, сечения которых представлены на рис. 2. Данные по сечениям взяты из работ [11, 12].

Использование детекторов с ураном-235 (например, в форме трековых детекторов деления) для прямого контроля выхода и переноса соответствующей компоненты γ -излучения с мишени ускорителя к АЗ реактора методически крайне затруднено из-за наличия значительного фона медленных и быстрых нейтронов, обусловленных нейтронными выходами из мишени ускорителя и АЗ реактора, и трудоемкости получения представительной информации с трекового детектора.

Фоновая компонента медленных нейтронов эффективно отсекается при использовании трекового детектора с нептунием-237 (сечение реакции (γ, f) для нептуния-237 практически эквивалентно сечению реакции (γ, f) для урана-235, рис. 2, данные из [12]), но остаются трудоемкость обработки и обсчета детектора и необходимость учета фоновой компоненты быстрых нейтронов, величина которой к тому же возрастает с увеличением коэффициента умножения Q .

Интересные возможности открываются при использовании реакции (γ, n) на никеле-58. К основным практически значимым достоинствам реакции $^{58}\text{Ni}(\gamma, n)^{57}\text{Ni}$ следует отнести:

- высокое содержание никеля-58 в естественной смеси изотопов;

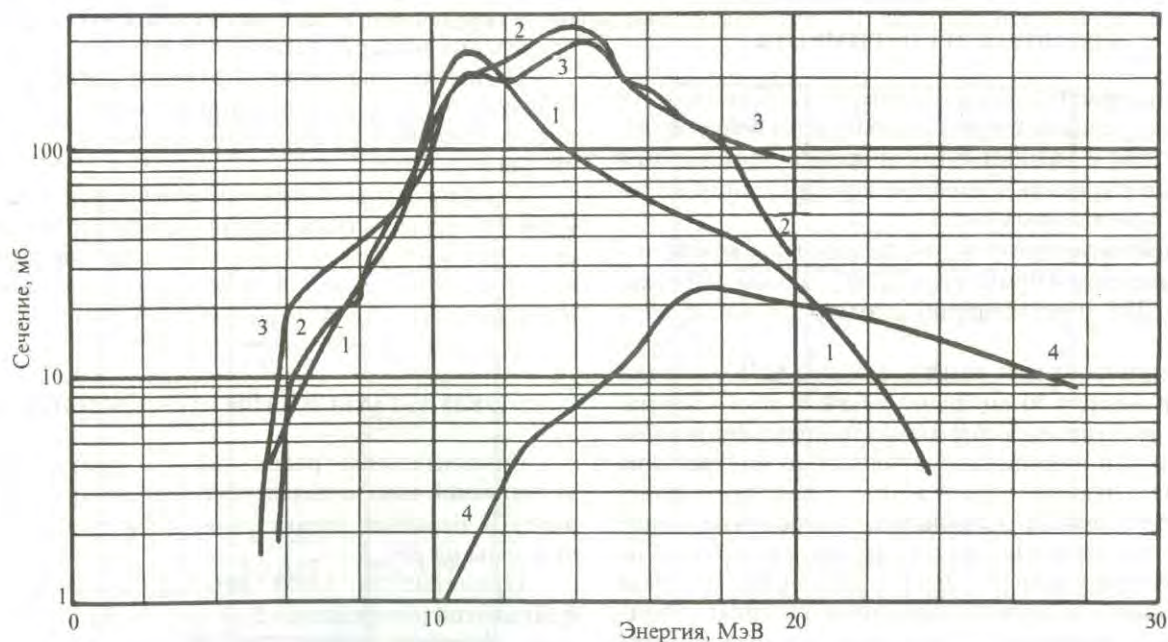


Рис. 2. Сечения реакций $^{235}\text{U}(\gamma, n)$, $^{235}\text{U}(\gamma, f)$, $^{237}\text{Np}(\gamma, f)$, $^{58}\text{Ni}(\gamma, n)$. 1 - реакция $^{235}\text{U}(\gamma, n)$; 2 - реакция $^{235}\text{U}(\gamma, f)$; 3 - реакция $^{237}\text{Np}(\gamma, f)$; 4 - реакция $^{58}\text{Ni}(\gamma, n)$

- высокий энергетический порог реакции (γ, n), позволяющий исключить влияние рассеянных γ -квантов, не участвующих в реакциях (γ, n), (γ, f) на уране-235 (сечение реакции $^{58}\text{Ni}(\gamma, n)^{57}\text{Ni}$ приведено на рис. 2, данные из работы [11]);

- характерный γ -спектр продукта реакции ^{57}Ni с хорошо известными энергетическими характеристиками идентификационных γ -линий и их выходами (см., например, [13]);

- возможность разделения γ -спектров продуктов реакций $^{58}\text{Ni}(\gamma, n)^{57}\text{Ni}$ и $^{58}\text{Ni}(n, p)^{58}\text{Co}$ как за счет энергетического состава γ -излучения продуктов реакций, так и за счет значительных различий в периодах их распада (так, ^{57}Ni с характерной линией 1,3776 МэВ, выход которой составляет 82,3%, распадается с полупериодом 36,16 ч, а ^{58}Co с характерной линией 0,8108 МэВ, выход которой составляет 99,45%, распадается с полупериодом 70,78 сут. [13]);

- отсутствие мешающих реакций (γ, n), (n, p) и т.п. на других изотопах детекторов естественного изотопного состава.

Никелевые детекторы, технические характеристики которых (форма, размер, толщина) будут приведены ниже, были выбраны в качестве основных детекторов для контроля выхода и переноса γ -излучения с мишени ЛИУ-30 к АЗ БР-1.

В специальном опыте без БР-1 было осуществлено облучение детекторов из нептуния-237 (использовались трековые детекторы из состава дозиметрического комплекта ДИНА, работы по получению информации с детекторов выполнены Тарасовой Е.Ю.). Две стандартные детекторные сборки устанавливались на соответствующие никелевые детекторы, размещение которых было аналогично таковому в совместных пусках ускорителя и реактора.

РЕДАКЦИЯ ЭКСПЕРИМЕНТА

Взаиморасположение мишени ускорителя, АЗ реактора, основных контрольных детекторов выхода и формы и важных с точки зрения прохождения γ -квантов с мишени элементов конструкции ускорителя представлено на рис. 3.

Мишень ускорителя – вольфрамовая, композитная, диаметром 430 мм, толщиной ~ 3,6 мм. АЗ реактора по ДМ имеет внешний диаметр 268 мм, высоту 266 мм.

Вакуумированная камера деления КНК-15 имеет внешний диаметр 50 мм, длину рабочей части ~ 200 мм. Камера монтируется внутри контейнера вертикальной загрузки и полностью вводится во внутреннюю облучательную полость АЗ БР-1 с помощью штатного загрузочного устройства. Такое размещение камеры полностью исключает прямое воздействие на форму ее импульсного сигнала медленных фоновых (рассеянных) нейтронов защитного каземата. Внутрizonный никелевый детектор устанавливается в фиксированную позицию на корпусе камеры.

Никелевые детекторы выхода и переноса γ -излучения изготовлены из никелевой фольги толщиной

0,1 мм в виде квадратов размером 180x180 мм. Мишенный детектор устанавливается симметрично оси на внешней стороне фланца выходного устройства ускорителя, на поверхности контрольного диэлектрического детектора (необходимость оперативной смены детектора исключила возможность его размещения непосредственно на мишени ускорителя). Реакторный детектор фиксируется на конструктивных фланцах верхнего и нижнего блоков АЗ (к фланцу верхнего блока детектор крепится специальным держателем, фланец нижнего блока приближается к детектору без фиксации при подъеме блока). По вертикали реакторный никелевый детектор смещен вверх относительно мишенного никелевого детектора на ~ 60 мм.

Облученные мишенный и реакторный никелевые детекторы разрезались на 9 равных фрагментов квадратной формы размером 60x60 мм. Каждый такой фрагмент измерялся на γ -спектрометре индивидуально, а также проводилось измерение активности всей совокупности фрагментов. Измерения проводились в день облучения. Абсолютная активность определялась только для центральных фрагментов (геометрически) мишенного и реакторного детекторов и для полной совокупности фрагментов. Активность остальных индивидуальных фрагментов определялась относительно центральных фрагментов.

Мишенный, реакторный и центральный (в фиксированной позиции в центральном канале) никелевые детекторы облучались только однократно, т.е. в каждом совместном пуске ускорителя и реактора использовался свежий комплект, который заменялся после пуска. Обработка центрального никелевого детектора осуществлялась не ранее чем через три дня после облучения. Для оперативной оценки энерговыделения в каждом пуске использовались данные по активности детектора из золота из ВЕВ-детектора, получаемые в течение нескольких часов после проведения эксперимента.

Штатные никелевые детекторы, располагаемые снаружи АЗ в фиксированной позиции, не заменялись в течение всей серии совместных пусков ускорителя и реактора.

Синхропуск регистраторов импульса с камеры КНК-15 осуществлялся сигналом, формируемым импульсом излучений ЛИУ-30, т.е. запуск соответствовал физической нулевой отметке, так как длительность импульса ЛИУ-30 составляет ~ 20 нс.

РЕЗУЛЬТАТЫ. АНАЛИЗ. ОБСУЖДЕНИЕ

Относительные распределения фрагментарных активностей никелевых детекторов выхода (мишенного) и переноса (реакторного) γ -излучения представлены на рис. 4.

Принятые за 1,000 активности центральных фрагментов (с индексами 5) в импульсе с максимальным выходом γ -излучения равны $1,936 \cdot 10^{-14}$ и $0,823 \cdot 10^{-14}$ реакций на ядро никеля-58 для мишенного и реакторного детекторов соответственно.

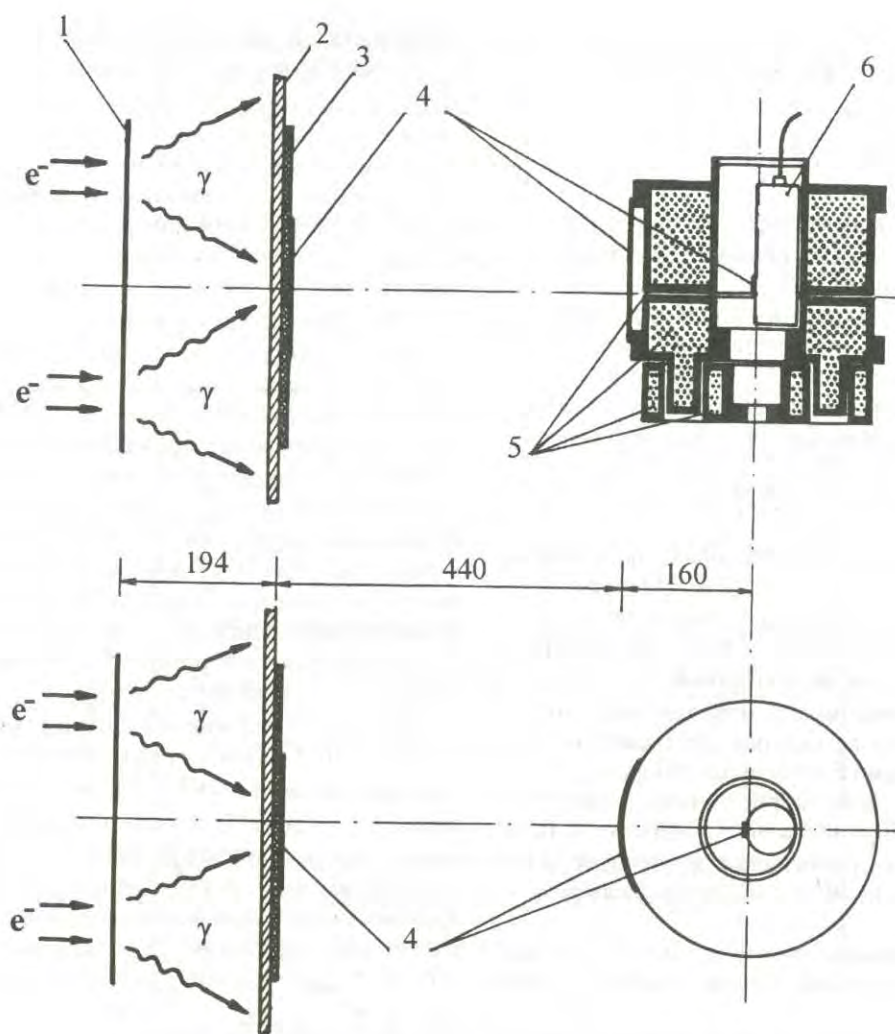


Рис. 3. Схема эксперимента: 1 - γ -мишень ЛИУ-30; 2 - фланец выходного устройства ЛИУ-30; 3 - диэлектрический детектор (оргстекло, 20 мм); 4 - детекторы из никеля; 5 - ДМ АЗ БР-1; 6 - вакуумированная камера деления КНК-15, все размеры в мм

Мишенный детектор
(вид со стороны АЗ)

1 0,552 $\pm 0,028$	2 0,971 $\pm 0,038$	3 0,977 $\pm 0,056$
4 0,539 $\pm 0,030$	5 1,000	6 0,969 $\pm 0,014$
7 0,394 $\pm 0,022$	8 0,841 $\pm 0,027$	9 0,845 $\pm 0,029$

1 0,604 $\pm 0,015$	2 0,729 $\pm 0,016$	3 0,665 $\pm 0,021$
4 0,827 $\pm 0,017$	5 1,000	6 0,918 $\pm 0,014$
7 0,902 $\pm 0,021$	8 1,062 $\pm 0,017$	9 0,969 $\pm 0,025$

Реакторный детектор
(вид со стороны АЗ)

Рис. 4. Относительные распределения фрагментарных активностей мишенного и реакторного никелевых детекторов

Приведенные отклонения от среднего для каждого индивидуального фрагмента определены по формуле

$$\Delta \bar{A}_i = \sqrt{\sum_{ij} (A_{ij} - \bar{A}_i)^2 / n(n-1)},$$

где A - относительная активность фрагмента; i - индекс фрагмента; j - индекс совместного пуска; n - число учтенных пусков ($n = 8$).

Для коэффициента переноса γ -излучения K_γ от мишени к АЗ реактора, определяемого как отношение активности мишенного детектора (или его избранных фрагментов) к активности реакторного детектора (или его избранных фрагментов), имеем:

- по полной активности $\left(\sum_{i=1}^9 A_i\right) K_\gamma = 2,10$;

- по активности центральных фрагментов (A_5) $K_\gamma = 2,28$;

- по активности групп из четырех противолежащих фрагментов мишенного (A_2, A_3, A_5, A_6) и реакторного (A_5, A_6, A_8, A_9) детекторов $K_\gamma = 2,26$.

Коэффициент переноса K_γ , определенный по показаниям нептуниевых детекторов, установленных на фрагментах с индексами 5, получился равным 3,82.

Данные, приведенные на рис. 4, показывают:

- хорошую стабильность воспроизводства поля γ -излучения в области размещения мишенного и реакторного детекторов во всей серии экспериментальных пусков;

- некоторую несимметричность выхода γ -квантов относительно центральной оси мишени ускорителя;

- заметное влияние на коэффициент переноса K_γ энергетического порога регистрации γ -квантов;

- значительную анизотропию выхода γ -квантов из мишени (при изотропности первичного источника соответствующий коэффициент K_γ между мишенным и реакторным детекторами может быть оценен равным 10,8 в рамках закона $1/R^2$).

Генеральная выборка данных по реализованным в совместных пусках ускорителя и реактора ре-

активностях ρ , соответствующих им реактивностям $\rho_{\text{мк}}$, коэффициентах умножения Q , относительных выходах γ -квантов G (определенных сравнением активностей фрагментов с индексами 4, 5, 6, 7, 8, 9 реакторного никелевого детектора), энерговыделением фактическим (обусловленным процедурой калибровки Y_k и размножением гамма-рожденных нейтронов Y) и нормированным на относительный выход γ -квантов Y/G и на коэффициент умножения $Y/G \cdot Q$ представлены в таблице.

Из таблицы имеем $Y/G \cdot Q = (3,62 \pm 0,09) \cdot 10^{14}$ делений в АЗ. Связь между энерговыделением в АЗ Y и выходом нейтронов из АЗ S для БР-1 с достаточной для целей настоящих исследований точностью определяется соотношением $S = 1,4 Y$. По оценке, выполненной в рамках работы [4], ценность нейтронов, образующихся при облучении АЗ БР-1 γ -квантами ускорителя типа ЛИУ-30, составляет 0,6 от ценности нейтрона реактора. В рамках этой оценки связь между энерговыделением в АЗ БР-1 Y и источником гамма-рожденных нейтронов $S_{\gamma n}$ можно представить в виде $S_{\gamma n} = 1,4 Y / 0,6 Q = 2,33 Y / Q$.

Учитывая сказанное выше, в проведенной серии исследований были реализованы максимальное энерговыделение в АЗ реактора $\sim 1 \cdot 10^{16}$ делений с выходом $\sim 1,4 \cdot 10^{16}$ нейтронов и максимальным числом гамма-рожденных нейтронов $\sim 9 \cdot 10^{12}$.

Формы импульсов делений, зарегистрированные в совместных пусках ускорителя и реактора для трех избранных реактивностей реакторной системы - $\rho = 0,756 \beta_{\text{эф}}$, $\rho = 0,904 \beta_{\text{эф}}$, $\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$, представлены на рис. 5.

Для точного описания полученных распределений следует использовать формализм, представленный в работе [8] и для конкретной задачи предписывающий использование эффективных кинетических параметров для 6 групп запаздывающих нейтронов, 4 групп фиксированных фоновых (рассеянных стенами защитного каземата) нейтронов, 12 групп рассеянных и отраженных нейтронов, полученных из обработки формы импульса делений для $\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$, и группу мгновенных нейтронов с вре-

Генеральная выборка исходных и нормированных экспериментальных данных по энерговыделениям в АЗ БР-1

ρ	$\rho_{\text{мк}}$	Q	G	Y_k , 10^{14} дел.	$Y + Y_k$, 10^{14} дел.	Y , 10^{14} дел.	Y/G , 10^{15} дел.	$Y/G \cdot Q$, 10^{12} дел.
$\beta_{\text{эф}}$								
-0,456	-1,456	100	0,826	0,00	2,84	2,84	0,344	3,44
+0,320	-0,690	212	0,920	0,00	6,64	6,64	0,722	3,41
+0,756	-0,254	577	0,589	3,00	14,2	11,2	1,90	3,20
+0,842	-0,168	873	0,863	3,80	33,5	29,7	3,44	3,94
+0,904	-0,106	1383	0,845	1,32	45,7	44,4	5,25	3,80
+0,910	-0,100	1466	0,064	1,28	4,59	3,31	5,19	3,54
+0,953	-0,057	2572	1,000	0,90	100,0	99,1	9,91	3,87
+0,977	-0,033	4443	0,544	1,40	92,2	90,8	16,7	3,76

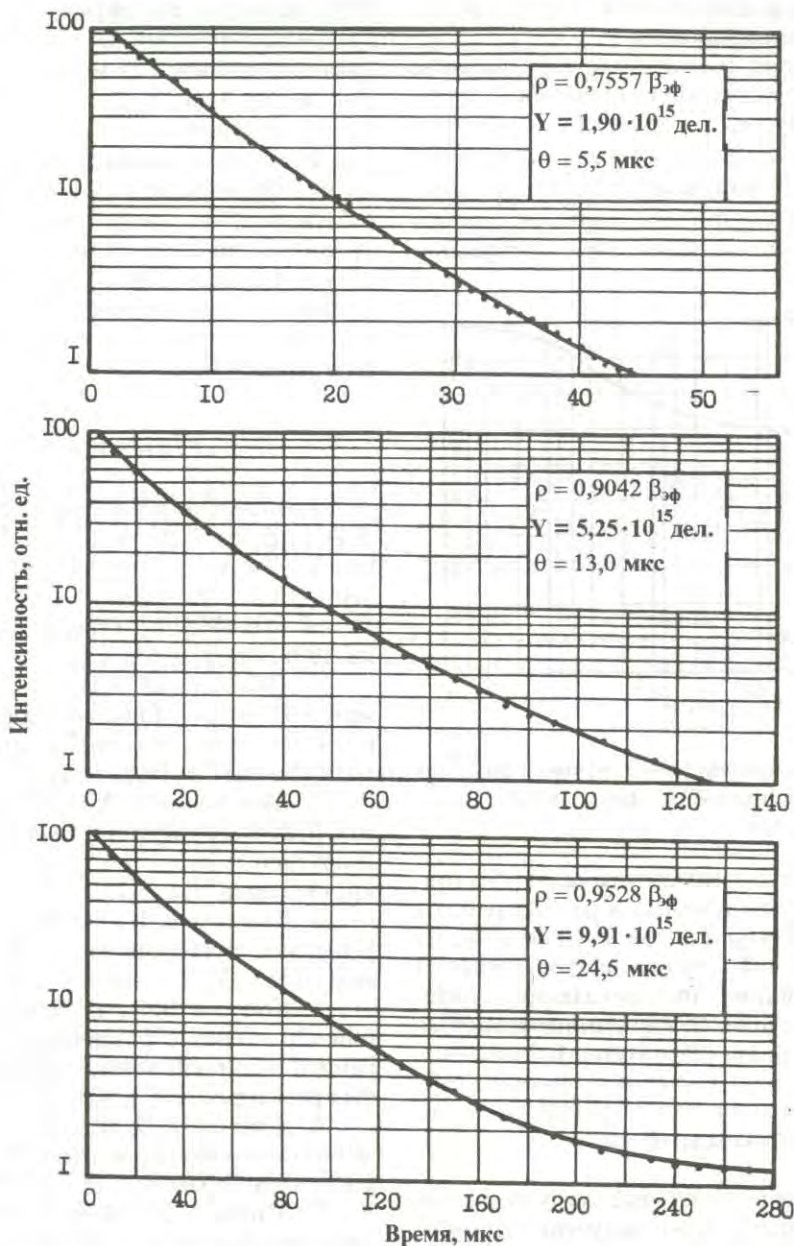


Рис. 5. Форма импульса делений в зависимости от реактивности реактора

менем жизни $l_{эф} = 1,31 \cdot 10^{-8} \text{ с.}$ Для оперативной оценки и приемлемого прогноза достаточно использовать соотношение

$$\tau = l_{эф} / \rho_{мк}, \quad (3)$$

где τ - реализуемый начальный период спада плотности мгновенных нейтронов; $\rho_{мк}$ - реактивность реакторной системы в абс.ед.

Соотношение (3) позволяет выразить полуширину импульса (ширину на полувысоте) в форме

$$\theta = \tau \ln 2 \approx 0,693 \tau,$$

что вполне удовлетворительно согласуется с полученными экспериментальными данными.

Следует отметить, что во всех экспериментах с $\rho > 0$ имеет место достижение пика амплитуды регист-

рируемого сигнала с КНК-15 через 1 мкс (шаг дискретизации) после пуска регистратора ФИАЛКА-4М. Амплитуда сигнала в первом канале регистрации отличается от максимума незначительно (не более чем на 10%) и, безусловно, может быть связана с недостаточной отработанностью регистрационной процедуры (опыты такого рода проводятся на реакторе впервые, и ввиду ограниченности числа пусков в серии возможности для прецизионной отработки методики регистрации не было). Однако такой характер сигнала может быть объяснен и особенностями развития процесса размножения нейтронов с изменением их ценности на стадии перехода от размножения, инициированного гамма-рожденными нейтронами с ценностью 0,6, к размножению на собственным мгновенным нейтронах АЗ с ценностью 1,0. Более детально такое развитие процесса целесооб-

разно исследовать, при необходимости, в специально организованных экспериментах.

Приведенная на рис. 6 зависимость реализации энерговыделения в процессе формирования импульса делений после импульса ускорителя для реакторной системы с реактивностью $\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$ иллюстрирует общий для всех импульсов делений, инициированных γ -квантами ускорителя, характер энерговыделения как функции времени. При построении

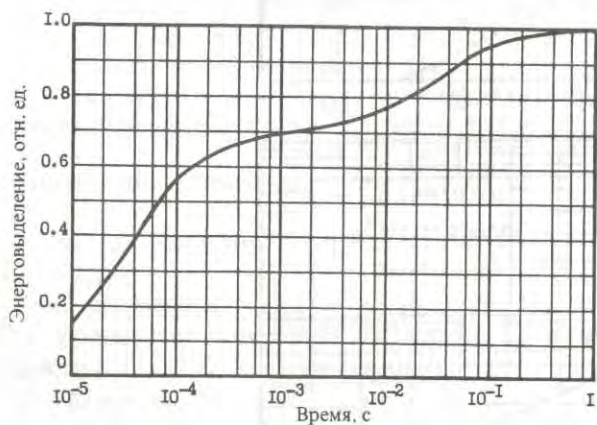


Рис. 6. Зависимость энерговыделения от времени развития импульса делений в реакторной системе с $\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$

указанной зависимости использована эффективность камеры КНК-15, полученная в рамках работы [10] при проведении экспериментов на БР-1, и значение энерговыделения к 1 с после начала процесса принято равным полному (по показаниям интегральных детекторов), хотя между данными энерговыделениями имеется различие порядка 1-2%.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В серии из 8 совместных пусков ускорителя ЛИУ-30 и бустер-реактора БР-1 получены экспериментальные данные, дающие возможность установления общих закономерностей по формированию импульсов делений в АЗ реактора при воздействии на нее γ -квантов из мишени ускорителя в диапазоне изменения коэффициентов умножения реакторной системы по мгновенным нейтронам от 100 до ~ 4500 .

Максимальные выходы гамма-рожденных и размноженных АЗ БР-1 нейтронов фактически реализованы в совместном пуске при реактивности реакторной системы $\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$ ($Q = 2570$). Для выхода гамма-рожденных нейтронов с ценностью 0,6 получена величина $\sim 9 \cdot 10^{12}$ нейтронов за импульс, а для вылетевших из АЗ мгновенных нейтронов – величина $\sim 1,4 \cdot 10^{16}$ нейтронов за импульс при полуширине импульса 25 мкс.

Полученные результаты позволяют осуществить целенаправленное планирование по более детализированному исследованию процессов формирования нейтронных импульсов в бустерном режиме работы

БР-1, включая расширение технических возможностей установок с целью более эффективного использования γ -квантов из мишени ускорителя и повышения за счет этого мощности комбинированного нейтронного источника.

Успешное осуществление сложного комплекса ядерно-физических исследований стало возможным, безусловно, и в результате доброжелательного сотрудничества с коллективом ускорителя под руководством Гордеева В.С., Гришина А.А. и группой специалистов по электронике под руководством Горкунова В.С., за что им от имени авторов искренняя благодарность.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Bossamykin V.S., Koshelev A.S., Gerasimov A.I. et al. Intensive Neutron Source Based on Powerful Electron Linear Accelerator LIA-30 and Pulsed Nuclear Reactor BR-1. - XI Intern. Conf. on High-Power Particle Beams "BEAMS'96", Prague, Institute of Plasma Physics. 1996, vol. 1, p. 619-622.
2. Павловский А.И., Босамыкин В.С., Герасимов А.И. и др. Мощный линейный импульсный ускоритель пучка электронов на радиальных линиях ЛИУ-30. – ПТЭ, 1998, № 2, с. 1-13.
3. Павловский А.И., Малинкин А.А., Колесов В.Ф. и др. Бустер-реактор БР-1. – ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1985, вып. 1, с. 3-13.
4. Колесов В.Ф., Малинкин А.А., Штарев С.К. Кинетика бустероидов. – ВАНТ. Там же. 1973, вып. 1(3), с. 3-20.
5. Колесов В.Ф., Штарев С.К. Импульсы делений в бустерах с различным составом и конфигурацией активной зоны. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1990, вып. 3, с. 15-22.
6. Донской Е.Н., Колесов В.Ф. Тормозное излучение электронов с энергией 30 МэВ в зависимости от материала мишени. – Там же, 1992, вып. 2, с. 29-33.
7. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов. – М.: Атомиздат, 1977.
8. Хоружий В.Х., Кошелев А.С. Определение эффективных параметров точечной кинетики по результатам импульсного эксперимента на подкритическом или слегка надкритическом реакторе. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 4, с. 26-31.
9. Босамыкин В.С., Кошелев А.С., Герасимов А.И. и др. Высокоинтенсивный источник нейтронов на базе мощного ускорителя электронов ЛИУ-30 и импульсного ядерного реактора БР-1. – Advanced Pulse Neutron Sources: Physics of/ at Advanced Pulsed Neutron Sources, PANS-II. ОИЯИ, г. Дубна, 1995, с. 114-121.
10. Одинцов Ю.М., Попов В.А., Кошелев А.С. и др. Исследование характеристик газонаполненных и вакуумированных камер деления типа КНК-15 в полях излучений с различным составом n -, γ -компонент. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1993, вып. 1-2, с. 3-8.

11. Dietrich S.S., Berman B.L. Atlas of Potoneutron Cross Sections Obtained with Monoenergetic Potons. – Atomic Data and Nuclear Data Tables, 1988, vol. 38, □ 2, p. 199-338.

12. Блохин А.И., Булеева Н.Н., Насырова С.М. и др. Формирование и применение библиотеки оцененных фотонейтронных данных "БОФОД". – ВАНТ. Сер. Ядерные константы, 1992, вып. 3-4, с. 3-58.

13. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов. Справочник. – М.: Атомиздат, 1977.

Статья поступила в редакцию 20 мая 1998 г.

УДК 621.039.514

ПРАКТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПОСТАНОВКИ ИМПУЛЬСНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ДЛЯ ОПЕРАТИВНОЙ ДИАГНОСТИКИ ПАРАМЕТРОВ ТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БР-К1

А. С. Кошелев, Ю. М. Одинцов, В. Х. Хоружий

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Приводятся и анализируются значимые детали экспериментальной процедуры, результаты измерений и их обработки, результаты прогнозных оценок параметров импульсов делений в изученном в процессе физпуска БР-К1 диапазоне.

PRACTICAL ASPECTS OF PULSE EXPERIMENT STAGING FOR OPERATIVE DIAGNOSTICS OF POINT KINETIC PARAMETERS OF PULSE REACTOR BR-K1/ A.S. KOSHELEV, YU.M. ODINTSOV, V.KH. KHORUZHYY// There are presented and analysed essential peculiarities of exsperimental procedure, results of measurements and their processing, results of predicted estimations for fission pulses parameters in the range studied in the course of BR-K1 putting into operation.

ВВЕДЕНИЕ

Развитие экспериментально-расчетных методов определения эффективных параметров точечной кинетики импульсного ядерного реактора (ИЯР) в подкритических по мгновенным нейтронам состояниях, ориентированных на использование импульсного нейтронного источника [1, 2], направлено на решение задачи оперативного прецизионного прогноза параметров импульсов делений как на стадии физического пуска ИЯР, так и на стадии его эксплуатации с переменной загрузкой устройствами трансформации излучений и облучаемыми объектами.

На стадии физического пуска ИЯР БР-К1 [3] была реализована обширная программа исследований, построенная на применении метода однократного нейтронного импульса (МОНИ) с использованием рекомендаций и формализма обработки, изложенных в [1]. В качестве переменной загрузки активной зоны (АЗ) реактора использовались два штатных трансформирующих устройства (n - γ -конвертор и фильтр γ -излучения из свинца, ориентированные на размещение во внутризонной облучательной полости) и крупногабаритный образец из полиэтилена, имитирующий масштабную водородосодержащую загрузку.

Особое внимание в процессе исследований было уделено вопросам оперативности реализации экспериментальной процедуры и обработки эксперимен-

тальных данных, корректности регистрируемого отклика детектора, диагностическим возможностям избранного подхода как с учетом дополнительной прецизионной информации о нейтронах, отраженных стенами защитного помещения ИЯР (на этапе эксплуатации ИЯР при варьировании загрузки), так и без нее (на этапе физического пуска ИЯР).

ПОСТАНОВКА ЭКСПЕРИМЕНТА

Для АЗ БР-К1 характерно наличие большой внутризонной облучательной полости, при определенной загрузке которой имеет место значительное возмущение реактивности и кинетических характеристик реактора.

При планировании экспериментов с импульсным нейтронным источником на БР-К1 для проведения исследований были выбраны четыре варианта загрузки внутризонной полости:

- пустой контейнер горизонтальной загрузки (специальное устройство для размещения облучаемых объектов, оснащенное формообразующим цилиндрическим кожухом с борным экраном из насыпного карбида бора толщиной по бору-10 порядка 0,1 г/см, с внутренним диаметром ~ 310 мм, длиной ~ 360 мм) без оснастки для крепления облучаемых объектов (сокращенное наименование – КГЗ);

- свинцовый γ -фильтр, штатное трансформирующее устройство, предназначенное для ослабления γ -компоненты исходного n - γ -поля реактора при прак-

тическом сохранении параметров нейтронов (устанавливается внутри КГЗ, далее по тексту – СГФ);

- n - γ -конвертор, штатное трансформирующее устройство, предназначенное для усиления γ -компоненты исходного поля при одновременном подавлении компоненты быстрых нейтронов (устанавливается внутри КГЗ, далее по тексту – НГК);

- масштабный имитатор водородосодержащей загрузки (устанавливается внутри КГЗ, далее по тексту – ИВЗ).

СГФ представляет собой круглый "стакан" из свинца, вписанный в диаметр ~ 310 мм, с толщиной стенки и дна ~ 50 мм. Вносимое положительное возмущение реактивности составляет $\sim 2,3 \beta_{\text{эф}}$.

НГК представляет собой шестигранный "стакан" из спрессованной смеси полипропилена с массовым содержанием окиси кадмия $\sim 10\%$, вписанный в диаметр ~ 310 мм, с толщиной стенки и дна ~ 50 мм. Вносимое отрицательное возмущение реактивности составляет $\sim 3,2 \beta_{\text{эф}}$.

ИВЗ представляет собой круглый "стакан" с крышкой из полиэтилена с внешними размерами ~ 250 мм (диаметр) на ~ 250 мм (высота). Толщина стенки, дна и крышки ~ 40 мм. Вносимое отрицательное возмущение реактивности составляет $\sim 2,5 \beta_{\text{эф}}$.

Для крепления различных грузов применялась специальная оснастка, обеспечивающая надежность крепления соответствующего устройства и воспроизводимость конфигурации его установки.

Определяющим при выборе рабочих позиций импульсного нейтронного источника (ИНИ) и детектора у АЗ реактора являлась возможность их оперативного размещения и удаления в ходе эксплуатационной подготовки импульса делений без ограничения (или с минимальными ограничениями) на размещение облучаемых объектов при обеспечении максимальной физической корректности условий задания и регистрации процесса спада нейтрон-

ной плотности в избранном диапазоне реактивностей между запаздывающей и мгновенной критичностью.

Схема взаиморасположения АЗ БР-К1, ИНИ и детектора нейтронов представлена на рис. 1. Там же приводится блок-схема канала управления ИНИ и регистрации.

В качестве ИНИ использовалась одна из двух нейтронных трубок промышленного нейтронного генератора ТБГН-92-01, выполненная путем специальной доработки в виде выносного блока в защитном металлическом корпусе на кабельной линии длиной ~ 15 м. Тестовые испытания показали, что осуществленная доработка не повлияла на выходные параметры импульса нейтронов с энергией 14 МэВ ($\sim 5 \cdot 10^7$ нейтронов за ~ 1 мкс).

Для регистрации спада интенсивности нейтронов утечки (эквивалентного спаду плотности делений в АЗ или мощности реактора) использовался сцинтилляционный детектор, построенный на ФЭУ типа СНФТ8 с пластмассовым сцинтиллятором типа СПС-Б10 [4]. Использовался сцинтиллятор диаметром ~ 50 мм, высотой 100 мм. Для снижения влияния γ -фона АЗ и реакторного помещения детектор размещался в экране из свинца толщиной ~ 20 мм. Специальные исследования по сравнению показаний описанного детектора и аналогичного детектора с пластмассовым сцинтиллятором размерами 50 мм (диаметр) на 6 мм (высота), установленного с помощью КГЗ во внутризонной полости, не выявили различий в форме сигналов с детекторов (в пределах погрешности измерения) в информативной области регистрации. Влияние свинцового экрана на пиковую интенсивность сигнала невелико – наблюдаемое ослабление составляет $\sim 10\%$.

Токовый сигнал с детектора передавался по кабелю типа РК-75 длиной ~ 60 м на согласованную нагрузку, устанавливаемую непосредственно на вхо-

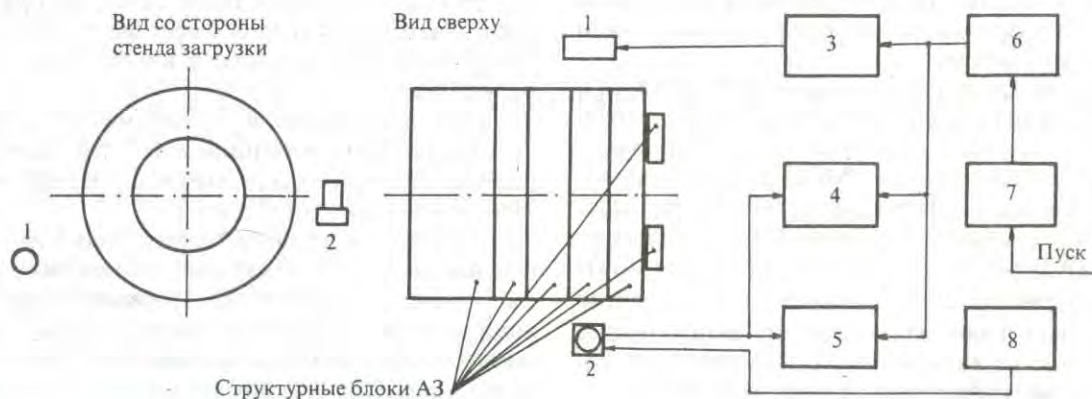


Рис. 1. Конфигурационная схема эксперимента и блок-схема канала аппаратного обеспечения: 1 - ИНИ; 2 - нейтронный детектор; 3 - блок управления ИНИ; 4 - основной регистратор сигнала детектора; 5 - регистратор визуального контроля сигнала детектора; 6 - формирователь синхропуска блока управления ИНИ и регистрирующих устройств; 7 - формирователь задержки на время фиксации ИБ; 8 - источник питания детектора

де основного регистратора, в качестве которого использовался цифровой регистратор типа ФИАЛКА-4 [5]. Для оперативного визуального контроля результата конкретного пуска ИНИ использовался осциллограф с памятью (типа С8-17). После визуального анализа сигнала информация с цифрового регистратора по линии связи передавалась на ЭВМ подходящего уровня для хранения и последующей обработки.

Система управления и защиты (СУЗ) реактора обеспечивает автоматическое осуществление операции быстрого пневмоподъема импульсного блока (ИБ) для "мгновенного" вывода реактора в состояние с запланированной реактивностью между запаздывающей и мгновенной критичностью с последующим его сбросом в исходное состояние по сигналам штатных измерителей периода по завершении измерения асимптотического периода разгона реактора. Сигнал из СУЗ о приходе ИБ в рабочее (на упор) положение использовался для запуска формирователя задержки (время задержки ~ 50 мс необходимо для гарантированной фиксации ИБ на упоре с помощью электромагнита), выходным сигналом которого осуществляется запуск формирователя синхрораспуска ИНИ и обоих регистраторов сигнала детектора.

Для определения реактивности на интервале ее изменения между запаздывающей и мгновенной критичностью использовалась функциональная связь между реактивностью и асимптотическим периодом, детально исследованная в специально организованных экспериментах на более ранней стадии физпуска. Пуск ИНИ осуществлялся только после определения по периоду конкретного значения подготовленной реактивности. Замеры периода осуществлялись и при рабочих пусках с ИНИ, но только для контроля воспроизводимости состояния реактора. Перед каждым очередным пневмоподъемом ИБ осуществлялась выдержка реактора в течение ~ 10 – 15 мин для высвечивания источников запаздывающих нейтронов, образовавшихся в предыдущих казловочных или рабочих пусках.

ФОРМАЛИЗМ АНАЛИЗА ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ ДАННЫХ

Обработка экспериментальных данных, интерпретируемых (с точностью до постоянного множителя) как изменение во времени импульса мощности $P_z(t)$, с целью определения эффективных параметров точечной кинетики решалась в два этапа [1].

На первом этапе экспериментальные данные аппроксимировались гладкой функцией

$$P_a(t) = \exp\{S(t)\},$$

где $S(t)$ - квадратичный сплайн, т.е. кусочно-параболическая функция, в узловых точках которой непрерывны как сама функция $S(t)$, так и ее производная $\dot{S}(t)$. Параметры сплайна определяются из требования минимума функционала

$$\Phi_1 = \sum_{t_{\min}}^{t_{\max}} \left[(P_z(t_i)/P_a(t_i)) - 1 \right]^2$$

при условии гладкого убывания мощности (скорости делений) $\dot{S}(t) \leq 0$, $\ddot{S}(t) \geq 0$.

На втором этапе определяется набор параметров нейтронной кинетики β_k , λ_k (точнее, один из возможных наборов), позволяющий с точностью до $\sim 1\%$ описать сглаженную экспериментальную кривую расчетным образом, т.е. путем решения уравнения точечной кинетики для функции мощности $P(t)$:

$$\begin{aligned} P(t) &= k_{\text{эф}} \int_{-\infty}^t dt' B(t-t') P(t') + Q(t); \\ B(\tau) &= \sum_k \beta_k \lambda_k e^{-\lambda_k \tau}; \\ \int_0^{\infty} d\tau B(\tau) &= 1, \end{aligned} \quad (1)$$

где $k_{\text{эф}}$ - эффективный коэффициент размножения; интегральный член в правой части уравнения описывает мощность (скорость делений) в реакторе в момент t , обусловленную предшествующими делениями, а функция $Q(t)$ - мощность (скорость делений), обусловленную внешним источником.

Из практических соображений полную совокупность параметров β_k , λ_k удобно разделить на три подгруппы:

1. Подгруппа параметров, которые можно выделить как заранее известные, соответствующие долгоживущим нейтронам, время жизни которых больше $t_{\max}$ (временная граница вовлеченных в обработку экспериментальных данных), так как экспериментальные данные неинформативны по отношению к таким долгоживущим (запаздывающим и медленным отраженным) нейтронам. Для нумерации параметров нейтронов этой подгруппы будем использовать отрицательную форму выражения индекса k ($k = -J, -J+1, \dots, -1$).

2. Подгруппа мгновенных нейтронов, время жизни которых много меньше характерного времени изменения скорости делений. Эту подгруппу обозначим индексом $k = 0$, и для ее описания будем использовать одну экспоненту с эффективным временем жизни $l_0 = \lambda_0^{-1}$.

3. Подгруппа параметров долгоживущих нейтронов с временами жизни l_k из условия $l_0 < l_k < t_{\max}$. Для нумерации параметров этой подгруппы будем использовать значения $k \geq 1$.

После работы источника, когда $Q(t)$ станет равным 0, уравнение (1) можно представить либо в виде

$$\begin{aligned} P(t) &= k_{\text{эф}} \sum_k \beta_k C_k(t); \\ \lambda_k^{-1} \dot{C}_k(t) + C_k &= P_k, \end{aligned}$$

либо, учитывая, что характерное время изменения скорости делений много больше l_0 , в виде

$$\Delta P = (\rho - \beta)P + \sum_{k \neq 0} \beta_k C_k,$$

где

$$\rho = 1 - k_{эф}; \quad \beta = \sum_{k \neq 0} \beta_k; \quad \Lambda = \beta_0 / \lambda_0; \quad \beta_0 = 1 - \beta.$$

Параметры λ_0 , β_k , λ_k ($k \geq 1$) будем определять, как указывалось выше, из условия описания сглаженной кривой $P_a(t)$ расчетным образом. Отметим, что при $k \geq 1$ каждую группу долгоживущих нейтронов $B_g(\tau) \geq 0$ ($\tau \geq 0$) с временем жизни l_g мы описываем двумя экспонентами

$$B_g(\tau) = \beta_{2g} \lambda_{2g} \exp\{-\lambda_{2g} \tau\} + \beta_{2g-1} \lambda_{2g-1} \exp\{-\lambda_{2g-1} \tau\},$$

где, чтобы удовлетворить условию $B_g(0) = 0$, принято

$$\beta_{2g} \lambda_{2g} + \beta_{2g-1} \lambda_{2g-1} = 0; \quad l_g = \lambda_{2g}^{-1} + \lambda_{2g-1}^{-1}.$$

Среди извлекаемых из эксперимента параметров λ_0 , β_k , λ_k ($k \geq 1$) не все являются независимыми. Подробное описание независимых варьируемых параметров приведено в работе [1]. Здесь отметим лишь, что искомые параметры находятся в процессе минимизации функционала

$$\Phi_3 = \sum_{i=I_{\min}}^{I_{\max}} \left[\left(P(t_i) / P_a(t_i) - 1 \right)^2 + \sum_g (\beta_{2g} / b)^2 \right],$$

где вторая сумма, содержащая константу $b \cong 10^{-2}$, введена для обеспечения устойчивости расчетов (в работе [1] она отсутствовала), а $P(t)$ нормировано условием $P(t_{I_{\min}}) = P_a(t_{I_{\min}})$.

Полная выборка использованных экспериментальных данных включает в себя 50 файлов емкостью 1024 амплитудных значения сигнала детектора на равномерной временной шкале шагом 1 мкс каждый. Из них для варианта КГЗ – 18 файлов для 9 состояний по реактивности ($-0,0098$; $0,5042$; $0,6954$; $0,7321$; $0,7837$; $0,7933$; $0,8475$; $0,8954$ и $0,9159 \beta_{эф}$), для варианта НГК – 22 файла для 11 состояний по реактивности ($0,0055$; $0,1122$; $0,2001$; $0,2969$; $0,3980$; $0,5088$; $0,5994$; $0,6912$; $0,7916$; $0,8914$ и $0,9294 \beta_{эф}$), для варианта СГФ – 4 файла для двух состояний по реактивности ($0,6973$ и $0,7966 \beta_{эф}$) и для варианта ИВЗ – 6 файлов для 3 состояний по реактивности ($0,6938$; $0,7939$ и $0,8937 \beta_{эф}$).

Общее представление о файлах экспериментальных данных дают репродукции 3 файлов для варианта КГЗ и 4 файлов для варианта НГК, представленные на рис. 2. Для большей наглядности представления выбраны в основном файлы, полученные в вариантах максимально различающихся загрузок для практически совпадающих реактивностей реактора и в ограниченном интервале изменения амплитуды и времени.

Было реализовано несколько вариантов обработки экспериментальных данных, различающихся объемом анализируемых данных и априорной информацией.

С априорными параметрами для четырех (двух спаренных) групп отраженных нейтронов проведена обработка данных при значениях $I_{\max}$, равных 100, 200, 400. Численные значения априорных парамет-

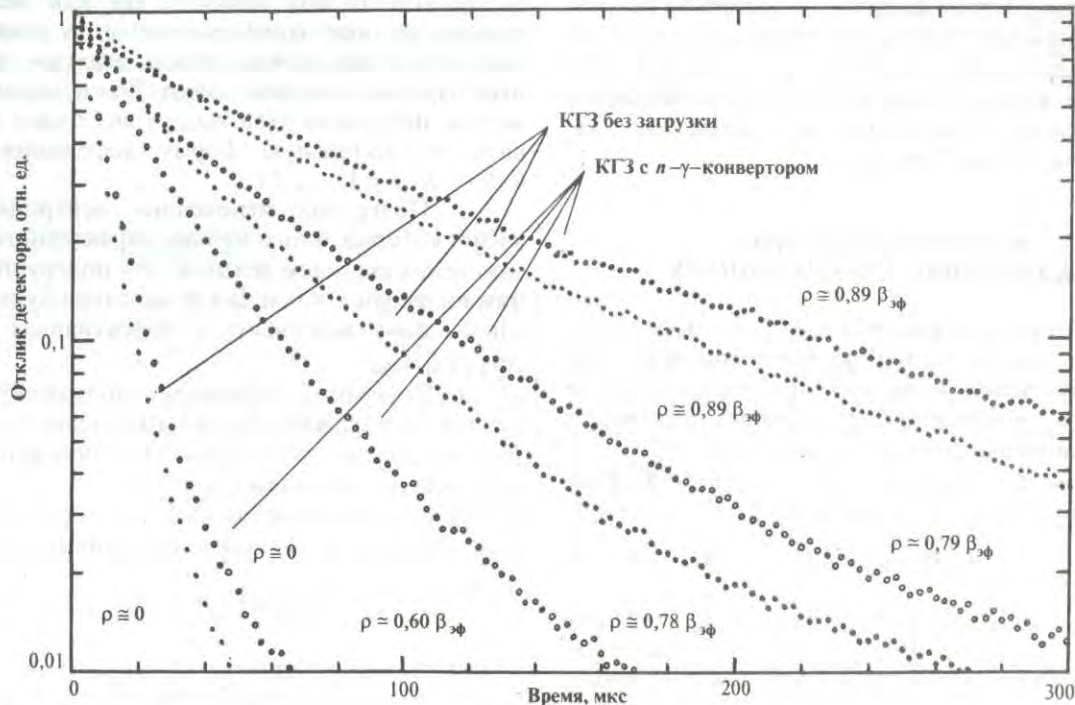


Рис. 2. Репродукции избранных экспериментальных откликов детектора для конфигураций АЗ с КГЗ и НГК

ров выбирались на основании расчетных данных, полученных для защитного помещения реакторного стенда по методике [6] с учетом экспериментальных данных по форме импульсов делений, осуществленных в процессе физпуска. Фактически были использованы следующие значения параметров: $\lambda_7 = 194$, $\lambda_8 = 970$, $\lambda_9 = 1950$, $\lambda_{10} = 3430$ (в с^{-1}), $\beta_7 = 4,8 \cdot 10^{-5}$, $\beta_8 = -0,96 \cdot 10^{-5}$, $\beta_9 = 1,14 \cdot 10^{-4}$, $\beta_{10} = -0,645 \cdot 10^{-4}$ (в абс. ед., $\Sigma\beta = 8,79 \cdot 10^{-5} = 0,0117 \beta_{\text{эф}}$, "-" у индексов опущен).

Без априорных параметров отраженных нейтронов обработка экспериментальных данных проведена при значениях I_{max} , равных 100, 200, 700 и 1000.

Во всех вариантах обработки экспериментальных данных использовалась расчетная шестигрупповая система запаздывающих нейтронов с эффективными параметрами $\lambda_1 = 0,0127$, $\lambda_2 = 0,0317$, $\lambda_3 = 0,115$, $\lambda_4 = 0,311$, $\lambda_5 = 1,4$, $\lambda_6 = 3,87$ (в с^{-1}), $\beta_1 = 2,5 \cdot 10^{-4}$, $\beta_2 = 1,43 \cdot 10^{-3}$, $\beta_3 = 1,36 \cdot 10^{-3}$, $\beta_4 = 3,01 \cdot 10^{-3}$, $\beta_5 = 1,15 \cdot 10^{-3}$, $\beta_6 = 3,0 \cdot 10^{-4}$ (в абс. ед., $\Sigma\beta = 7,5 \cdot 10^{-3} = 1,0 \beta_{\text{эф}}$, "-" у индексов опущен).

Закономерности и тенденции результатов, получаемых при различных вариантах обработки, иллюстрируют обобщенные данные для эффективного времени жизни $l_{\text{эф}}$ и совокупной доли выделенных групп, представленные в табл. 1 (для обработки с использованием априорных групп отраженных нейтронов) и в табл. 2 (для обработки без использования априорных групп отраженных нейтронов).

Данные в табл. 1 представлены в усредненной форме по избранному интервалу изменения реактивности между запаздывающей и мгновенной критичностью. Среднеквадратичные отклонения $\Delta \bar{l}_{\text{эф}}$

и $\Delta \Sigma \beta_k$ получены стандартным образом для интервала доверительной вероятности $P = 0,95$.

Данные в табл. 2 представлены для трех фиксированных значений реактивности. Как показал предварительный анализ, выбранные состояния по реактивности позволят получить наиболее представительный набор эффективных параметров для последующего прогнозирования параметров импульсов делений без использования априорных данных об отраженных нейтронах.

При невысоких, в целом, погрешностях величин $\Delta \bar{l}_{\text{эф}}$, $\Delta \Sigma \beta_k$ отметим небольшое системное увеличение, как правило, численных значений параметров при увеличении I_{max} .

Имеет место практическое совпадение $\Delta \bar{l}_{\text{эф}}$ и $\Delta \Sigma \beta_k$ для конфигураций АЗ с КГЗ и СГФ, что свидетельствует об отсутствии значимого возмущения системы эффективных параметров нейтронной кинетики слаборассеивающими нагрузками.

Водородосодержащие загрузки (НГК, ИВЗ) заметно влияют на $l_{\text{эф}}$ и $\Sigma \beta_k$. Особенно выделим значительное (до $\sim 0,15 \beta_{\text{эф}}$ для НГК) увеличение вклада квазизапаздывающих нейтронов, что фактически эквивалентно смещению на соответствующую величину состояния мгновенной критичности (для группы нейтронов с соответствующим $l_{\text{эф}}$). Заметим, кстати, что и без загрузки АЗ вклад отраженных нейтронов достаточно велик: имеет место увеличение в $\sim 1,4$ раза эффективного времени жизни мгновенных нейтронов относительно расчетного значения $48,6 \cdot 10^{-9}$ с (расчет проведен С.К. Штаревым на

Таблица I

Выборка средних значений $\bar{l}_{\text{эф}}$ и $\Sigma \beta_k$ для вариантов обработки с априорными параметрами отраженных нейтронов

Загрузка	I_{max}	Область усреднения в шкале ρ , $\beta_{\text{эф}}$	$\bar{l}_{\text{эф}} \pm \Delta \bar{l}_{\text{эф}}$, 10^{-9} с	$\Sigma \beta_k \pm \Delta \Sigma \beta_k$, $\beta_{\text{эф}}$
КГЗ	100	0,5042–0,9159	66,7 $\pm$ 1,4	0,0499 $\pm$ 0,0074
	200	0,5042–0,9159	69,4 $\pm$ 1,8	0,0609 $\pm$ 0,0080
	400	0,6954–0,9159	70,5 $\pm$ 1,0	0,0625 $\pm$ 0,0066
СГФ	100	0,6973–0,7966	66,6 $\pm$ 2,2	0,0551 $\pm$ 0,0188
	200	0,6973–0,7966	67,6 $\pm$ 1,2	0,0633 $\pm$ 0,0196
	400	0,6973–0,7966	69,6 $\pm$ 1,6	0,0729 $\pm$ 0,0120
НГК	100	0,2001–0,9294	76,2 $\pm$ 1,4	0,1924 $\pm$ 0,0164
	200	0,2969–0,9294	80,0 $\pm$ 3,0	0,2164 $\pm$ 0,0210
	400	0,6912–0,9294	79,3 $\pm$ 3,0	0,2008 $\pm$ 0,0264
ИВЗ	100	0,6938–0,8937	71,0 $\pm$ 1,8	0,1492 $\pm$ 0,0234
	200	0,6938–0,8937	76,4 $\pm$ 1,0	0,1609 $\pm$ 0,0268
	400	0,6938–0,8937	76,3 $\pm$ 12,4	0,1638 $\pm$ 0,0212

Таблица 2

Выборка значений $I_{эф}$ и $\Sigma\beta_k$ для вариантов обработки без априорных параметров отраженных нейтронов

Загрузка	$\rho, \beta_{эф}$	I_{max}	$I_{эф}, 10^{-9} \text{ с}$	$\Sigma\beta_k, \beta_{эф}$	Кол-во выделенных групп
КГЗ	0,7837	100	66,0	0,0494	4
		200	63,4	0,0389	6
		700	71,2	0,1033	14
		1000	69,4	0,0978	14
НГК	0,9292	700	77,0	0,1853	14
		1000	76,9	0,1938	16

стадии проектирования, без учета реальных отраженных нейтронов); долевого вклад отраженных нейтронов равен $\sim 0,073 \beta_{эф}$.

Обработка токовых сигналов детектора без априорных групп отраженных нейтронов при $I_{max} = 100, 200$ для конфигурации АЗ с КГЗ показывает невозможность выявления подобных групп в экспериментальных спадах. С увеличением I_{max} на файлах с ρ , близким к $\beta_{эф}$, наблюдается увеличение $\Sigma\beta_k$, свидетельствующее об учете соответствующих групп отраженных нейтронов.

Для проверки качества определения эффективных параметров λ_k, β_k были использованы избранные экспериментальные данные, полученные на стадии изучения поведения БР-К1 в области изменения реактивности $\rho > \beta_{эф}$.

На рис. 3 представлены данные эксперимента для функциональной зависимости $\alpha(\rho)$ ($\alpha = 1/\tau$, где τ - асимптотический период разгона реактора) и результаты расчета, выполненного с использованием нескольких вариантов параметров λ_k, β_k . После предварительного анализа для проведения расчетов в конфигурации АЗ с КГЗ были выбраны варианты параметров λ_k, β_k , полученные из обработки файлов при $\rho = 0,7321 \beta_{эф}$ с $I_{max} = 100, 200$ (варианты с априорными фиксированными группами отраженных нейтронов) и $\rho = 0,9159 \beta_{эф}$ с $I_{max} = 1000$ (вариант без априорных групп). Для расчетов в конфигурации АЗ с НГК были выбраны варианты параметров λ_k, β_k , полученные из обработки файлов при $\rho = 0,6912 \beta_{эф}$ с $I_{max} = 100, 200$ (с априорными фиксированными группами отраженных нейтронов) и $\rho = 0,9294 \beta_{эф}$ с $I_{max} = 700$.

Результаты расчета на рис. 3 представлены в виде графиков (сплошные линии - варианты параметров λ_k, β_k с априорными группами отраженных нейтронов, пунктирные - без априорных групп; КГЗ без загрузки - конфигурация АЗ с КГЗ, КГЗ с n - γ -конвертором - конфигурация АЗ с НГК). Детальное сравнение экспериментальных и расчетных данных показывает, что лучшее согласие (в пределах $\sim 0,002 \beta_{эф}$) имеет место для вариантов расчета с априорными фиксированными группами отраженных нейтронов при минимальном из использованных

значений I_{max} , равном 100. Близкое по уровню согласие для вариантов без априорных групп достигается для КГЗ при $I_{max} = 1000$, а для НГК при $I_{max} = 700$.

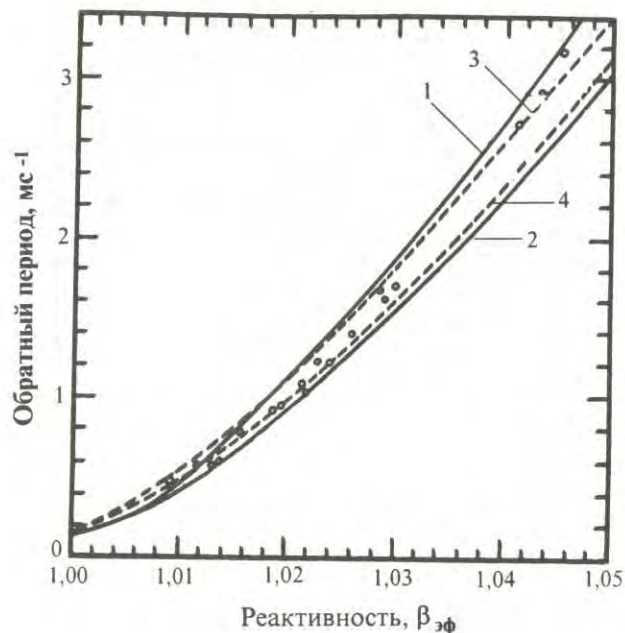
Варианты параметров λ_k, β_k , показавшие лучшие результаты расчета при апробации на отображении функциональных зависимостей $\alpha(\rho)$ для конфигураций АЗ с КГЗ и НГК, были использованы для описания избранных импульсов делений БР-К1, полученных в процессе физпуска. При проведении расчетов применялась модель с пролетом импульсного блока (согласно реализуемой форме генерирования импульсов делений на реакторе) с использованием расчетного значения квазистатистического коэффициента гашения реактивности, равного $3,5 \cdot 10^{-11}$ абс. ед./Дж (из расчетов С.К. Штарева на стадии проектирования реактора).

Результаты расчетов в конфигурации АЗ с КГЗ как с априорными (фиксированными) группами отраженных нейтронов, так и без них для трех соответствующих реализованным в эксперименте реактивностей ρ , равных $1,0020 \beta_{эф}, 1,0306 \beta_{эф}, 1,0455 \beta_{эф}$ (в шкале с отсчетом от состояния запаздывающей критичности), представлены в графической форме на рис. 4. На рис. 5 представлены аналогичные результаты для конфигурации АЗ с НГК для реактивностей, равных $1,0172 \beta_{эф}, 1,0325 \beta_{эф}$ и $1,0423 \beta_{эф}$.

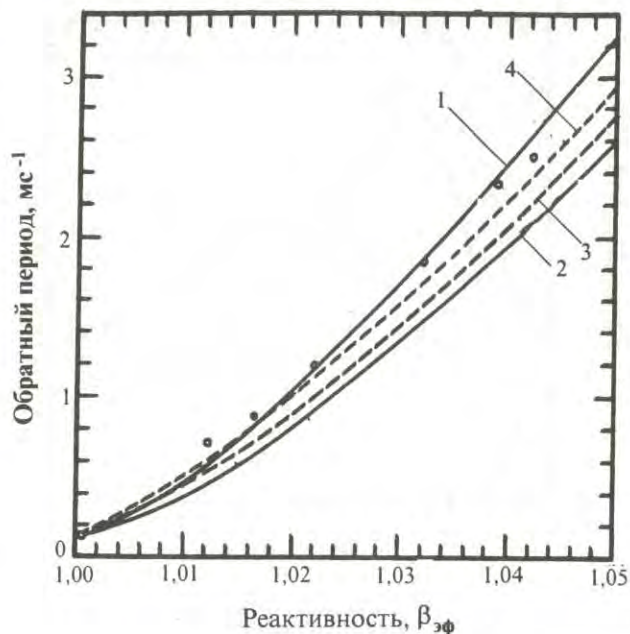
Сравнение расчетных и экспериментальных данных, представленных на рис. 4, 5, наглядно свидетельствует о целесообразности разделения задачи определения эффективных параметров на две самостоятельные - на допускающую возможность использования априорной прецизионной информации о фиксированных группах отраженных нейтронов и не допускающую.

Задача, допускающая возможность использования априорной информации о фиксированных группах отраженных нейтронов, актуальна в процессе эксплуатации реактора, при наличии детально изученных характеристик импульсов делений в конфигурации АЗ без загрузки. В этом случае, как показывают представленные выше результаты, детальное изучение только начального участка спада токового сигнала детектора позволяет с высокой точностью ($\leq 0,002 \beta_{эф}$ по реактивности и $\leq 10\%$ по основным параметрам) осуществлять прогнозирование условий генерирования и параметров импульсов делений для очень различных по составу и силовозмущающих по реактивности загрузок (отметим, что НГК вносит отрицательное возмущение величиной $\sim 3,2 \beta_{эф}$, а СГФ - положительное возмущение величиной $\sim 2,3 \beta_{эф}$).

Задача, не допускающая использование априорной прецизионной информации об отраженных нейтронах, актуальна на стадии физпуска реактора, в условиях реальной неопределенности в эффективности отраженных нейтронов, связанной с большой трудоемкостью расчетного учета формирования и взаимодействия с АЗ на реакторном стенде поля отраженных и рассеянных нейтронов в рабочем зале реактора. Задача решается, как показывают приведенные выше результаты, при

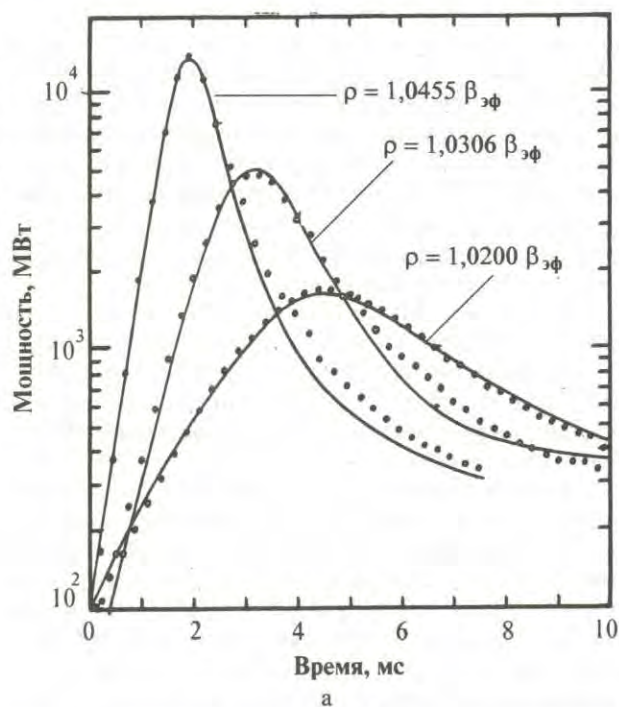


а

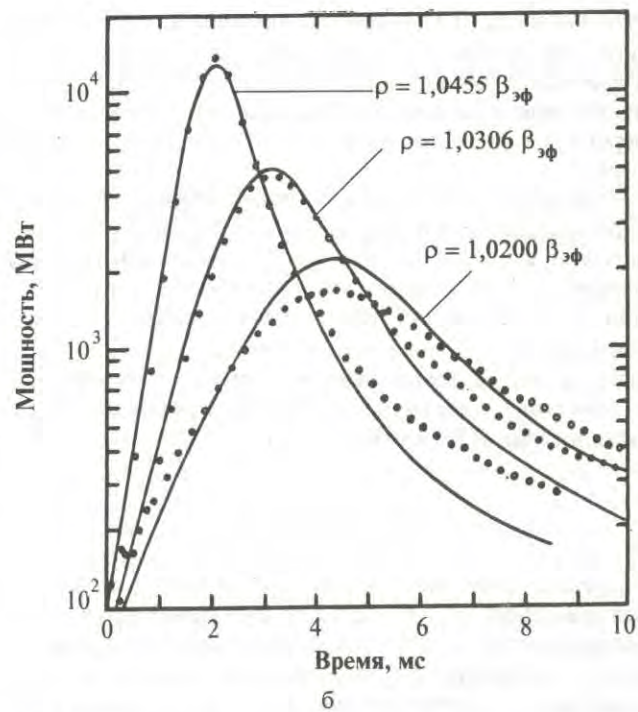


б

Рис. 3. Экспериментальные данные и расчетные зависимости $\alpha(\rho)$ для конфигураций АЗ с КГЗ (а) и НГК (б): о - эксперимент; — - расчет для вариантов с априорными группами при $I_{\max} = 100$ (1) и $I_{\max} = 200$ (2); --- - расчет для вариантов без априорных групп при $I_{\max} = 1000$ (3) и $I_{\max} = 700$ (4)

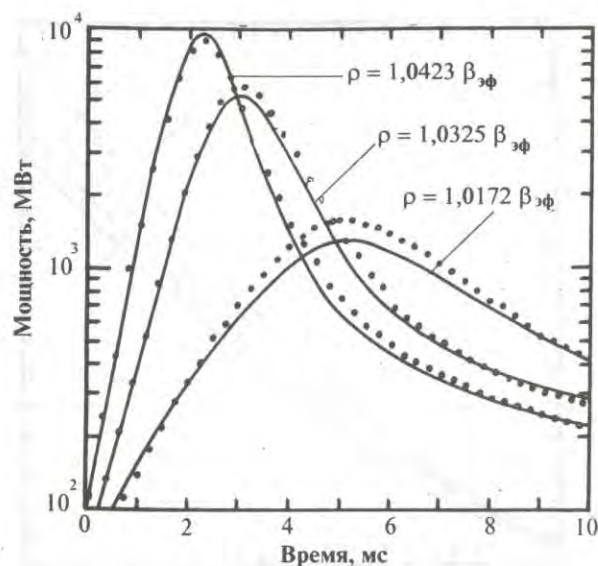


а

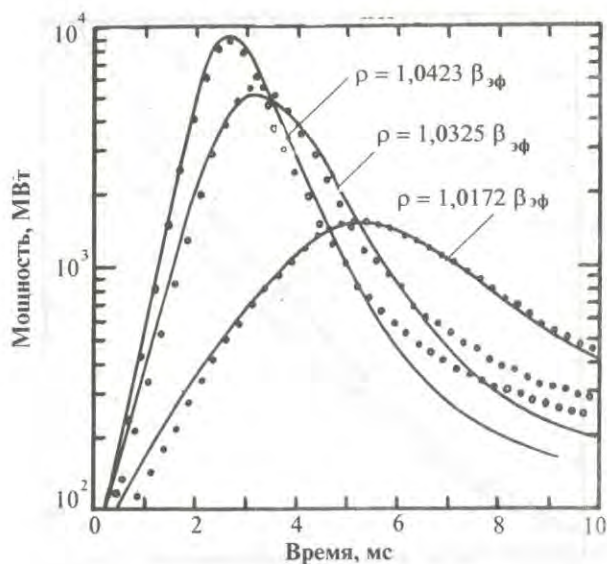


б

Рис. 4. Импульсы делений БР-К1 в конфигурации АЗ с КГЗ для трех избранных реактивностей: а - вариант с фиксированными группами отраженных нейтронов; б - вариант без фиксированных групп отраженных нейтронов. о - эксперимент; — - расчет



а



б

Рис. 5. Импульсы делений БР-К1 в конфигурации АЗ с НГК для трех избранных реактивностей: а - вариант с фиксированными группами отраженных нейтронов; б - вариант без фиксированных групп отраженных нейтронов. о - эксперимент; — - расчет

использовании расширенного анализа спада токовых сигналов детектора для реактивностей, близких к $\beta_{эф}$. Уровень прогноза в этом случае снижается, но остается достаточно высоким для осознанного и безопасного перехода к изучению импульсных характеристик реактора.

В варианте с использованием априорных (фиксированных) групп отраженных нейтронов реальные затраты времени на проведение репрезентативных измерений, их обработку и оформление прогноза при использовании ЭВМ соответствующего уровня составляют ≤ 3 часа, что открывает хорошие перспективы для практического применения МОНИ в качестве оперативной штатной прогностической методики на ИЯР БР-К1.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

На стадии физического пуска импульсного реактора БР-К1 [3] осуществлена обширная программа исследований с использованием специализированного аппаратно-программного измерительного комплекса, ориентированного на реализацию МОНИ. Основной целью указанных исследований являлось изучение практических возможностей использования МОНИ в рамках имеющихся аппаратно-программных реалий для решения задачи прецизионного определения эффективных параметров нейтронной кинетики реактора.

Показана целесообразность разделения задачи на две самостоятельные: с использованием в качестве априорных прецизионных параметров фиксированного числа групп отраженных нейтронов, верифицированных на репрезентативной выборке им-

пульсов делений, и без использования априорных данных об отраженных нейтронах (или, в общем случае, любых квазизапаздывающих нейтронов).

Реализация МОНИ с априорными группами отраженных нейтронов, безусловно, перспективна для обеспечения прогнозирования параметров импульсов делений на стадии эксплуатации реактора в условиях больших возмущений реактивности (до $\sim 3 \beta_{эф}$) произвольными нагрузками, включая водородосодержащие, с погрешностью не хуже 10%.

Реализация МОНИ без априорных групп отраженных нейтронов имеет хорошие перспективы на стадии физпуска реактора для более осознанного и безопасного перехода к изучению его поведения в режиме генерирования импульсов делений на мгновенных нейтронах.

Дооснащение использованного в работе аппаратного комплекса персональным компьютером соответствующего уровня (достаточного для оперативной реализации расчетных процедур по определению эффективных параметров нейтронной кинетики из анализа экспериментально измеренных токовых сигналов детектора, отображающих реакцию реакторной системы на воздействие внешнего однократного импульса нейтронов, и последующему использованию полученных параметров для прогнозирования процесса генерирования импульса делений — выбора реактивности, соответствующей планируемому параметрам импульса делений, или определения параметров импульса делений, соответствующих планируемой реактивности) позволит, по проведенным оценкам, осуществить полный цикл экспериментальных измерений и прогностических расчетов в варианте конкретной оригинальной загрузки реактора БР-К1 за время ≤ 3 часа.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Хоружий В.Х., Кошелев А.С. Определение эффективных параметров точечной кинетики по результатам импульсного эксперимента на подкритическом или слегка надкритическом реакторе. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 4, с. 26-31.

2. Мухачев С.В. Способ обработки экспериментальных данных, полученных в импульсном эксперименте. - Там же, 1992, вып. 4, с. 3-11.

3. Босамыкин В.С., Малинкин А.А., Колесов В.Ф. и др. Конструкция и физико-технические характеристики бустер-реактора БР-К1. - Там же, 1996, вып. 1, с. 3-12.

4. Веретенников А.И., Горбачев В.М., Предин Б.А. Методы исследования импульсных излучений. - М.: Энергоатомиздат, 1985.

5. Горюшкин С.И., Овчинников М.А., Яковлев Ю.Н. Автоматический регистратор формы сигналов в стандарте КАМАК. - ПТЭ, 1991, № 2, с. 227.

6. Хоружий В.Х., Колесов В.Ф. К расчету полей отраженных нейтронов и нейтронов утечки с помощью методов инвариантного погружения и сложения. - ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1987, вып. 1, с. 3-11.

Статья поступила в редакцию 20 октября 1997 г.

УДК 621.039.512

К ВЫБОРУ ПАРАМЕТРОВ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

А. С. Кошелев

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Избранные экспериментальные данные, полученные в специальных кинетических экспериментах на импульсных ядерных реакторах БР-1, БР-К1, использованы для формирования 6-групповых представлений параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238, позволяющих удовлетворить условие равнозначного описания кинетического поведения реакторов БР-1, БР-К1 на интервале изменения реактивности между запаздывающей и мгновенной критичностью.

ON THE CHOICE OF DELAYED NEUTRON PARAMETERS FOR PULSE REACTOR ON FAST NEUTRONS/ A.S. KOSHELEV//
Selected experimental data obtained in special-purpose kinetic experiments on BR-1, BR-K1 pulse nuclear reactors are used to form 6-group presentations of delayed fission neutron parameters for uranium-235 and uranium-238 allowing to meet the condition of equal-current description of BR-1, BR-K1 kinetic behaviour within the interval of reactivity change between delayed and prompt criticality.

ВВЕДЕНИЕ

Проведенные на импульсных ядерных реакторах (ИЯР) БР-1 [1] и БР-К1 [2] специальные кинетические эксперименты показали, что в рамках использования известных данных о параметрах запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 [3, 4] и принятых подходах формирования систем эффективных параметров запаздывающих нейтронов (СЭПЗН) не удастся обеспечить высокого уровня прецизионности отображения функциональной связи между реактивностью ρ и асимптотическим периодом разгона T на интервале изменения реактивности от запаздывающей до мгновенной критичности.

Как показано в работах [5, 6], для каждого из упомянутых ИЯР удалось сформировать 9-групповые СЭПЗН (за счет варьирования парциальных групповых весов в принятой в качестве исходной для математической корректировки версии параметров для запаздывающих нейтронов деления урана-235 из работы [7]), которые позволяют значимо повышать

уровень прецизионности отображения зависимости $\rho(T)$ как для БР-1, так и для БР-К1.

Сформированные версии параметров являются индивидуально ориентированными на соответствующий ИЯР, что исключает возможность построения на их базе универсальной системы, пригодной для использования на ИЯР, аналогичных БР-1, БР-К1. Поэтому была предпринята попытка поиска единой исходной версии параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238, пригодной для формирования 12-групповых версий СЭПЗН-12 (путем комбинирования парциальных вкладов 6-групповых представлений параметров для урана-235 и урана-238) как для БР-1, так и для БР-К1.

Соответствующие исследования были организованы с использованием избранных выборок экспериментальных данных для БР-1 [5] и БР-К1 [6]. Полученные результаты приводятся ниже. Приводятся также значимые особенности организации и проведения экспериментальной процедуры на соответствующем ИЯР и процедуры поиска и формирования версий СЭПЗН-12 для БР-1 и БР-К1 с последующим

построением на их базе 6-групповых представлений для параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 быстрыми нейтронами.

МЕТОДИЧЕСКИЕ ОСОБЕННОСТИ ПОСТАНОВКИ ЭКСПЕРИМЕНТА

В основе экспериментальной процедуры лежит методика, которая может быть названа методикой интервального сканирования (МИС). Концепцию организации МИС иллюстрирует рис. 1.

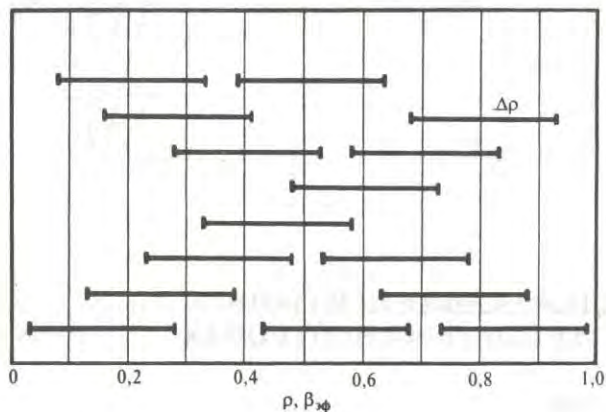


Рис. 1. Реализационная схема метода интервального сканирования $\Delta\rho = \text{const} \approx 0,25 \beta_{\text{эф}}$

На интервале полного изменения реактивности между запаздывающей ($\rho = 0$) и мгновенной ($\rho = 1,0 \beta_{\text{эф}}$) критичностью осуществляется измерение интервальной реактивности $\Delta\rho$ фиксированной величины. Анализ результатов, полученных в опытах на БР-1 и БР-К1, показал, что оптимальными условиями эксперимента является задание $\Delta\rho \approx 0,25 \beta_{\text{эф}}$ с шагом смещения по шкале $\rho \sim 0,05 \beta_{\text{эф}}$.

Формирование $\Delta\rho$ организуется либо с помощью одного из органов регулирования реактивности (ОРР) реактора (как правило, это импульсный блок (ИБ), функциональное назначение и конструкция привода перемещения которого практически ориентированы на решение задачи реализации интервальной реактивности жестко фиксированной величины), либо с помощью дополнительного модулятора реактивности (МР) специальной конструкции. Смещение $\Delta\rho$ по интервалу $0 \leq \rho \leq 1,0 \beta_{\text{эф}}$ организуется с помощью такого ОРР реактора, влияние которого на МР (или ОРР, формирующий $\Delta\rho$) оценивается как пренебрежимо малое. Необходимо отметить, что очевидные критерии оценки взаимовлияния устройств формирования $\Delta\rho$ и смещения ρ на данном этапе развития исследований не выработаны. На каждом конкретном ИЯР требуется проведение серии экспериментов, отличающихся формами и средствами задания $\Delta\rho$ и регулирования ρ , совокупный анализ которых по характеру и физической обоснованности результатов позволяет выбирать те из них, которые

наиболее полно отвечают условиям реализации МИС.

Отобранные в качестве наилучших из осуществленных конфигурационные решения постановки и проведения эксперимента на реакторах БР-1 и БР-К1 представлены на рис. 2, 3. Общим для обоих реакторов является максимально возможное пространственное разделение МР (отражатель специальной конструкции на БР-1 и импульсный блок на БР-К1) и регулятора реактивности реакторной системы на интервале между запаздывающей и мгновенной критичностью (регулирующий блок на БР-1 и подвижный и регулирующий блоки на БР-К1) с использованием экранирующего эффекта основной массы делящегося материала активной зоны (АЗ).

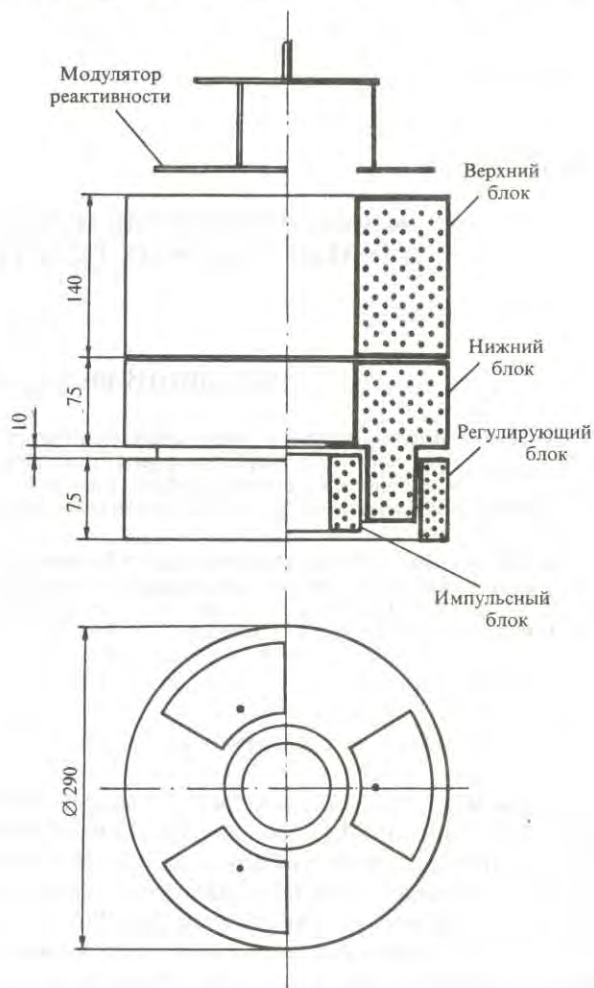


Рис. 2. Схема взаиморасположения модулирующего и регулирующего элементов в конфигурации АЗ БР-1, соответствующей максимальной измеряемой реактивности (все размеры в мм)

Подбор величины интервальной реактивности $\Delta\rho$, формируемой МР БР-1 при его перемещении на фиксированной базе ~ 315 мм (между крайними положениями привода механизма вертикальной загрузки относительно АЗ), осуществляется за счет конструктивно предусмотренной регулировки исходного

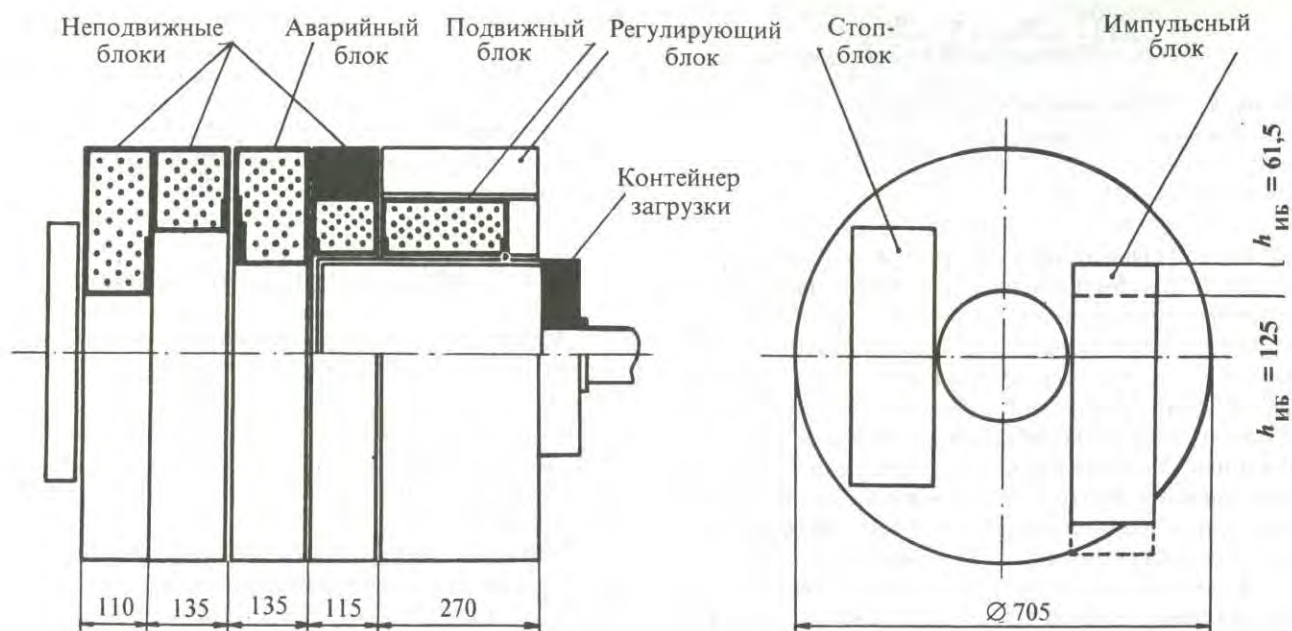


Рис. 3. Схема взаиморасположения модулирующего и регулирующего элементов в конфигурации АЗ БР-К1, соответствующей максимальной измеряемой реактивности (все размеры в мм)

зазора между отражающими элементами МР и торцом верхнего блока (ВБ) в крайнем положении привода у АЗ. Подбор величины интервальной реактивности $\Delta\rho$, формируемой МР (ИБ) БР-К1 при его перемещении на фиксированной базе (между двумя позициями $h_{ИБ}$, в которые привод ИБ выводится последовательно и единообразно по указателю положения с пространственной неопределенностью не хуже 0,1 мм), осуществляется за счет выбора соответствующих граничных значений $h_{ИБ}$. Повторяемость величины $\Delta\rho$ при многократном перемещении МР в условиях неизменности положения всех остальных ОРР проверяется перед началом экспериментов и, как правило, контролируется в ходе их проведения.

Практически доступным для проведения исследований является интервал изменения реактивности от 0,03 до 0,98 $\beta_{эф}$. При реактивностях менее 0,03 $\beta_{эф}$ (но более 0) соответствующие значения асимптотического периода разгона реактора достигают значений ~ 300 с и более, что крайне удлиняет процесс измерения периода. При реактивностях более 0,98 $\beta_{эф}$ (но менее 1,0 $\beta_{эф}$) соответствующие значения асимптотического периода достигают значений ~ 40 мс и менее, что крайне затрудняет возможность многократного повторения замеров значений периода при фиксированной реактивности реакторной системы (из-за необходимости избежать незапланированного сброса ОРР по сигналам системы управления и защиты (СУЗ) и уменьшения реактивности системы за счет значимого энерговыброса, приводящего к разогреву делящихся материалов). На всем указанном интервале изменения реактивности многократность измерений при фиксированной реактивности реакторной системы обеспечивается наличием режима пневмо-

ввода ИБ и быстрого его сброса по сигналам СУЗ (формируемых вручную для длинных периодов или автоматически штатными измерителями периода для коротких периодов).

Уровень репрезентативности выборки экспериментальных данных и контроль устойчивости получаемых результатов обеспечиваются соответствующим выбором числа шагов по шкале реактивности и повтором сканирования "шаг в шаг".

Асимптотические периоды, соответствующие конкретным реактивностям реакторной системы, измеряются, в зависимости от ожидаемого численного значения и особенностей СУЗ реактора, двумя методами (как правило, не дублирующими друг друга) – методом прямого измерения с помощью штатных измерителей периода с токовой формой отклика детектора и методом анализа выборок экспериментальных данных, образующихся при регистрации процесса нарастания мощности реактора детекторами с импульсной формой отклика. Длительная практика совместного применения указанных методов на ИЯР свидетельствует о высоком уровне точности и согласованности получаемых с их помощью результатов.

ФОРМА ПОДБОРА СБАЛАНСИРОВАННОЙ СИСТЕМЫ ПАРАМЕТРОВ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ

Связь между реактивностью ρ и асимптотическим периодом разгона T на интервале между запаздывающей и мгновенной критичностью может быть представлена (см., например, [3]) соотношением

$$\rho(T) = \frac{l_{\text{эф}}}{k\beta_{\text{эф}}T} + \sum_i \frac{a_i}{1 + \lambda_i T}, \quad (1)$$

где $l_{\text{эф}}$, k – эффективное время жизни и коэффициент размножения мгновенных нейтронов, λ_i , a_i – параметры запаздывающих нейтронов деления в избранном групповом формате i .

В настоящей работе используется 12-групповой формат запаздывающих нейтронов, образуемый как суперпозиция 6-групповых форматов запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238. Численные значения полного выхода на деление и параметров λ_i , a_i для соответствующего изотопа урана при делении быстрыми нейтронами принимаются согласно рекомендаций, содержащихся в [3]. Относительные долевые вклады в суммарном выходе запаздывающих нейтронов определяются по расчетному или экспериментально измеренному соотношению чисел делений урана-235 и урана-238 в АЗ.

В рамках настоящей работы используются экспериментальные данные по числам делений. Для БР-1 доля делений от полного числа делений в АЗ составляет 0,988, а доля делений урана-238 – 0,012. При выходе запаздывающих нейтронов на деление урана-235 0,0165, а урана-238 – 0,0412 доли запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 составляют 0,970 и 0,030 соответственно.

Для БР-К1 доля делений урана-235 от полного числа делений в АЗ составляет 0,906, а доля делений урана-238 – 0,094. Соответствующие доли запаздывающих нейтронов составляют 0,7942 и 0,2058.

Подбор сбалансированной системы параметров запаздывающих нейтронов проводится в несколько этапов.

На первом этапе на основе 6-групповых версий из [3] с использованием вышеуказанных долевых выходов запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 были сформированы 12-групповые исходные версии для БР-1 и БР-К1.

На втором этапе за счет последовательного варьирования параметров a_i в исходных версиях БР-1 и БР-К1 при неизменности условия соблюдения долевых соотношений в выходе запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 осуществлялся поиск таких комбинаций параметров λ_i , a_i , при которых обеспечивается единственность численного значения величины $\Delta\rho$ в рамках соответствующих полных выборок экспериментальных данных как для БР-1, так и для БР-К1. В качестве оптимизационного критерия использовалась совокупная минимизация среднеквадратичных невязок $\Delta(\overline{\Delta\rho})$, определяемых соотношением

$$\Delta(\overline{\Delta\rho}) = \sqrt{\frac{\sum_j (\overline{\Delta\rho} - \Delta\rho_j)^2}{n(n-1)}}, \quad (2)$$

где $\overline{\Delta\rho} = \sum_j \Delta\rho_j / n$; $\Delta\rho_j$ – j -е значение интервальной реактивности из рассматриваемой экспериментальной

выборки данных; n – число используемых значений $\Delta\rho_j$.

На третьем этапе решалась задача, обратная задаче первого этапа, а именно задача выделения 6-групповых представлений запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 из 12-групповых оптимизированных версий, полученных на втором этапе.

РЕЗУЛЬТАТЫ. АНАЛИЗ. ОБСУЖДЕНИЕ

Исходные и откорректированные версии параметров λ_i , a_i как для 6-групповых представлений параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 быстрыми нейтронами, так и для 12-групповых представлений, соответствующих комбинированным полям делений в АЗ БР-1 и БР-К1, сведены в табл. 1.

В качестве исходных 6-групповых версий параметров λ_i , a_i для запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 быстрыми нейтронами приняты соответствующие представления из [3].

Приведенные в табл. 1 откорректированные 12-групповые версии параметров, хотя практически и совпадают с окончательными решениями процедуры варьирования параметров a_i , фактически являются суперпозиционными комбинациями принятых откорректированных 6-групповых версий с соответствующими весовыми множителями для БР-1 и БР-К1. Именно эти 12-групповые версии использовались при расчете величин ρ_j , представленных в табл. 2.

В табл. 2 представлены также полные выборки использованных экспериментальных данных T_j и вычисленных значений интервальных реактивностей $\Delta\rho_j$. В интересах большей наглядности и удобства анализа данных под индексом j объединены значения периодов T_{1j} и T_{2j} , соответствующие крайним положениям МР при неизменном положении всех остальных ОРР реактора, вычисленные по соотношению (1) значения граничных реактивностей $\rho_1(T_{1j})$, $\rho_2(T_{2j})$ и значения $\Delta\rho_j = \rho_{1j} - \rho_{2j}$; данные построены по признаку системного уменьшения максимальной граничной реактивности ρ_{1j} . При проведении вычислений по соотношению (1) для БР-1 принималось $l_{\text{эф}} = 1,58 \cdot 10^{-8}$ с, $\beta_{\text{эф}} = 0,0068$ абс.ед.; а для БР-К1 – $l_{\text{эф}} = 6,67 \cdot 10^{-8}$ с, $\beta_{\text{эф}} = 0,00736$ абс.ед.

Для средних значений интервальных реактивностей имеем: $\overline{\Delta\rho}(\text{БР-1}) = (0,2692 \pm 0,0003) \beta_{\text{эф}}$ ($P = 0,95$), $\overline{\Delta\rho}(\text{БР-К1}) = (0,2504 \pm 0,0007) \beta_{\text{эф}}$ ($P = 0,95$). Полученные величины в пределах погрешностей совпадают с аналогичными значениями, полученными ранее в работах [5, 6] с использованием 9-групповых версий индивидуальной (несистематизированной) подгонки: $\overline{\Delta\rho}(\text{БР-1}) = (0,2696 \pm 0,0005) \beta_{\text{эф}}$ ($P = 0,95$), $\overline{\Delta\rho}(\text{БР-К1}) = (0,2513 \pm 0,0009) \beta_{\text{эф}}$ ($P = 0,95$).

С учетом погрешностей в параметрах a_i , указанных в [3] для урана-235, откорректированную и исходную системы можно считать согласующимися с небольшим отклонением в группе 6. Для урана-238 согласование в пределах погрешностей имеет место

Таблица 1

Исходные и откорректированные 6-групповые версии параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 и 12-групповые для БР-1, БР-К1

i	$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	a_i	a_{ik}	a_{ik}/a_i	i	$\lambda_i, \text{с}^{-1}$	a_i	a_{ik}	a_{ik}/a_i
Уран-235					Уран-238				
1	0,0127	0,038	0,0403	1,061	1	0,0132	0,013	0,0130	1,000
2	0,0317	0,213	0,2021	0,949	2	0,0321	0,137	0,0874	0,638
3	0,115	0,188	0,1880	1,000	3	0,139	0,162	0,1246	0,769
4	0,311	0,407	0,4050	0,995	4	0,358	0,388	0,3783	0,975
5	1,40	0,128	0,1367	1,068	5	1,41	0,225	0,2900	1,289
6	3,87	0,026	0,0279	1,073	6	4,02	0,075	0,1067	1,423
БР-1					БР-К1				
1	0,0127	0,0368	0,0391	1,062	1	0,0127	0,0303	0,0320	1,056
2	0,0317	0,2066	0,1960	0,949	2	0,0317	0,1689	0,1605	0,950
3	0,1150	0,1824	0,1824	1,000	3	0,1150	0,1492	0,1493	1,001
4	0,3110	0,3948	0,3929	0,995	4	0,3110	0,3235	0,3217	0,994
5	1,4000	0,1242	0,1326	1,068	5	1,4000	0,1016	0,1085	1,068
6	3,8700	0,0252	0,0270	1,071	6	3,8700	0,0207	0,0222	1,072
7	0,0132	0,0004	0,0004	1,000	7	0,0132	0,0027	0,0027	1,000
8	0,0321	0,0042	0,0026	0,619	8	0,0321	0,0282	0,0180	0,638
9	0,1390	0,0044	0,0037	0,841	9	0,1390	0,0333	0,0256	0,769
10	0,3580	0,0118	0,0114	0,966	10	0,3580	0,0799	0,0779	0,975
11	1,4100	0,0069	0,0087	1,261	11	1,4100	0,0463	0,0597	1,289
12	4,0200	0,0023	0,0032	1,391	12	4,0200	0,0154	0,0219	1,422

Таблица 2

Полные выборки использованных экспериментальных данных и соответствующих им результатов вычислений для ИЯР БР-1 и БР-К1

j	$T_{1j}, \text{с}$	$T_{2j}, \text{с}$	$\rho_{1j}, \beta_{\text{эф}}$	$\rho_{2j}, \beta_{\text{эф}}$	$\Delta\rho_j, \beta_{\text{эф}}$	j	$T_{1j}, \text{с}$	$T_{2j}, \text{с}$	$\rho_{1j}, \beta_{\text{эф}}$	$\rho_{2j}, \beta_{\text{эф}}$	$\Delta\rho_j, \beta_{\text{эф}}$
БР-1						22	6,167	34,51	0,4655	0,1917	0,2684
1	0,0440	1,498	0,9807	0,7125	0,2682	23	6,791	40,77	0,4482	0,1773	0,2709
2	0,0555	1,550	0,9760	0,7072	0,2688	24	7,200	43,90	0,4378	0,1690	0,2688
3	0,1420	1,888	0,9447	0,6755	0,2692	25	8,174	54,27	0,4154	0,1465	0,2689
4	0,2303	2,215	0,9178	0,6488	0,2690	26	9,425	70,65	0,3906	0,1215	0,2691
5	0,2643	2,346	0,9084	0,6390	0,2694	27	10,30	84,76	0,3755	0,1061	0,2694
6	0,3386	2,613	0,8894	0,6203	0,2691	28	14,92	239,5	0,3148	0,0452	0,2696
7	0,4601	3,055	0,8620	0,5927	0,2693	29	14,95	238,5	0,3145	0,0453	0,2692
8	0,4786	3,118	0,8581	0,5891	0,2690	БР-К1					
9	0,8139	4,336	0,7985	0,5295	0,2690	1	0,0875	1,285	0,9572	0,7079	0,2493
10	0,8154	4,346	0,7982	0,5291	0,2691	2	0,1615	1,562	0,9279	0,6770	0,2509
11	1,305	6,193	0,7335	0,4648	0,2687	3	0,4073	2,412	0,8551	0,6037	0,2514
12	1,364	6,420	0,7269	0,4583	0,2686	4	0,4884	2,677	0,8361	0,5854	0,2507
13	1,938	8,829	0,6712	0,4019	0,2693	5	0,7331	3,501	0,7877	0,5375	0,2502
14	2,222	10,07	0,6482	0,3793	0,2689	6	0,9930	4,362	0,7463	0,4980	0,2483
15	2,898	13,45	0,6021	0,3313	0,2708	7	1,010	4,452	0,7439	0,4943	0,2496
16	2,934	13,58	0,5999	0,3298	0,2701	8	1,588	6,624	0,6743	0,4238	0,2505
17	3,392	15,94	0,5740	0,3045	0,2695	9	2,086	8,792	0,6288	0,3753	0,2535
18	3,909	19,00	0,5483	0,2779	0,2704	10	3,688	16,15	0,5282	0,2796	0,2486
19	4,576	23,08	0,5197	0,2499	0,2698	11	4,413	20,60	0,4959	0,2453	0,2506
20	4,702	23,63	0,5147	0,2466	0,2681	12	7,774	48,38	0,3961	0,1449	0,2512
21	5,146	26,64	0,4983	0,2302	0,2681	13	15,87	320,3	0,2822	0,0316	0,2506

только в группах 1 и 3. Расхождение в остальных группах значительное.

Следует, однако, констатировать, что согласование исходной и откорректированной систем параметров для урана-235 не снимает главной проблемы — проблемы недостаточности, в отсутствие специаль-

ным образом организованных кинетических экспериментов на ИЯР, физически обоснованных критериев для выбора системы параметров λ_i, a_i , которая обеспечила бы достигнутый с использованием таких экспериментов уровень прецизионности в отображении функциональной зависимости $\rho(T)$ на интервале

изменения реактивности между запаздывающей и мгновенной критичностью.

По характеру решаемой интегральной задачи она может быть отнесена к разряду некорректных в плане наличия нескольких равноправных решений относительно численных значений параметров λ_i , a_i . Необходимо также иметь в виду, что при анализе не учитывалась возможность изменения эффективности любой из групп при переходе от одного ИЯР к другому.

Отмеченные обстоятельства, безусловно, оставляют место для поиска иных решений и критериев их обоснованности, что, однако, не уменьшает практическую целесообразность использования предлагаемой системы параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 для описания кинетического поведения ИЯР на быстрых нейтронах вместо традиционной.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные на ИЯР на быстрых нейтронах БР-1 и БР-К1 специальные кинетические эксперименты однозначно показали необходимость корректировки систем параметров запаздывающих нейтронов деления, используемых для отображения функциональной зависимости $\rho(T)$ на интервале изменения реактивности между запаздывающей и мгновенной критичностью.

В отличие от ранее полученных в работах [5, 6] индивидуальных (несистематизированных) решений в 9-групповом формате в настоящей работе удалось получить систематизированные решения в 12-групповом формате, базирующиеся на 6-групповых представлениях для запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 быстрыми нейтронами.

Выделенные базовые 6-групповые системы параметров обеспечивают значимое повышение прецизионности при отображении зависимости $\rho(T)$ для обоих реакторов, несмотря на значительное различие в компонентном составе делений в АЗ (БР-1 – обогащенный до 90% ураном-235 сплав урана с молибденом, доли делений урана-235 и урана-238 от

полного 0,988 и 0,012; БР-К1 – обогащенный до 36% ураном-235 сплав урана с молибденом, доли делений урана-235 и урана-238 от полного 0,906 и 0,094). При формировании композиционных 12-групповых систем для БР-1 и БР-К1 используются только долевые соотношения в выходах запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238, равные 0,970 и 0,030 для БР-1 и 0,7942 и 0,2058 для БР-К1.

Можно ожидать, что приведенные в настоящей работе откорректированные 6-групповые версии параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238 будут полезны и для других ИЯР на быстрых нейтронах.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Павловский А.И., Малинкин А.А., Колесов В.Ф. и др. Бустер-реактор БР-1. - ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1985, вып. 1, с. 3-13.
2. Босамыкин В.С., Малинкин А.А., Колесов В.Ф. и др. Конструкция и физико-технические характеристики бустер-реактора БР-К1. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 1, с. 3-12.
3. Кипин Дж.Р. Физические основы кинетики ядерных реакторов. - М.: Атомиздат, 1967.
4. Brady M.C., England T.R. Delayed Neutron Data and Group Parameters for 43 Fissioning Systems. - Nucl. Sci. Eng., 1989, vol. 103, p. 129-149.
5. Кошелев А.С. Специализированные кинетические эксперименты на импульсном реакторе БР-1 по оценке прецизионности системы эффективных параметров запаздывающих нейтронов. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1997, вып. 2, с. 14-22.
6. Кошелев А.С. Эмпирическая форма корректировки системы эффективных констант запаздывающих нейтронов для импульсного реактора БР-К1. - ВАНТ. Там же, 1997, вып. 2, с. 64-74.
7. Brady M.C., England T.R., Wilson W.B. Few-Group Analyses of Current Delayed Neutron Data. - Trans. Am. Nucl. Soc., 1986, p. 469-470.

Статья поступила в редакцию 20 мая 1998 г.

ВЗРЫВНЫЕ ГЕНЕРАТОРЫ ДАВЛЕНИЯ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ В ГОРНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

С. А. Новиков, В. Н. Хворостин, А. В. Родионов, Н. В. Брюханов, А. К. Ботвинкин

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

В Российском федеральном ядерном центре в течение всего времени его существования проводится большой объем работ по изучению взрывных процессов и их применению в различных областях техники. В последние годы на базе этих работ созданы и испытаны взрывные генераторы давления, позволяющие производить разрушение горных пород при существенно меньших затратах ВВ.

EXPLOSIVE GENERATORS OF PRESSURE AND APPLICATION OF THEM IN THE MINING INDUSTRY/ S.A. NOVIKOV, V.N. KHVOROSTIN, A.V. RODIONOV, N.V. BRYUKHANOV, A.K. BOTVINKIN// In Russian Federal Nuclear Center during the whole time of its existence the large scope of efforts has been carried out to study explosive processes and their application in various areas of technics. Recently, basing on these efforts the explosive generators of pressure are developed and tested. They allow to destroy rocks using essentially less HE quantity.

В горнодобывающей промышленности, занимающейся разработкой рудных залежей с массовой отбойкой полезных ископаемых, существует ряд операций, наименее поддающихся механизации и, как следствие, наиболее трудоемких. Такими, например, являются буровзрывные работы, вторичное дробление негабаритов, отделение штучного камня от массивов и т.д. С другой стороны, при осуществлении этих операций часто требуется проведение дополнительных мероприятий по соблюдению безопасности, что, как правило, невозможно осуществить без остановки работ на смежных участках. Например, разрушение негабаритов традиционно производится с использованием взрывчатых веществ (ВВ), применяемых в виде накладных или шпуровых зарядов, и требует остановки других работ в карьере, проводимых в рамках единого технологического процесса, и укрытия персонала и оборудования в безопасном месте. При этом расход ВВ достигает нескольких десятков килограммов на каждый негабарит.

Применение для этих операций взрывоимпульсной техники, базирующейся на использовании энергии взрыва в специальных ударных установках, позволит существенно упростить проведение работ по дроблению негабаритов и т. п. Энергетическим элементом таких установок является взрывной генератор давления (ВГД) [1, 2, 3, 4].

ВГД являются мощными импульсными источниками энергии многократного действия, используемыми в качестве рабочего тела продукты взрыва (ПВ) промышленного бризантного ВВ, подрываемого в замкнутом объеме взрывной камеры. В зависимости от конкретных условий применения ВГД продукты взрыва могут либо непосредственно воздействовать на разрушаемый объект, либо приводить в движение требуемый рабочий инструмент.

Основными элементами ВГД являются (рис. 1) взрывная камера 2 с размещенным в ней зарядом ВВ 3 и глушитель ударных волн 1. Взрывная камера обеспечивает локализацию ПВ и истечение их в заданном направлении. Глушитель ударных волн диктует пик давления на фронте волны и позволяет

формировать ударный импульс с заданными параметрами (фронт нарастания давления, максимальное давление, длительность).

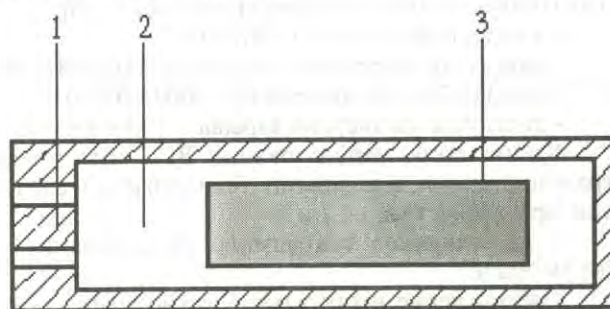


Рис. 1. Упрощенная схема взрывного генератора давления

В рабочем цикле ВГД можно выделить три основные стадии – сначала происходит детонация заряда ВВ, затем образовавшиеся ПВ, расширяясь, заполняют весь объем взрывной камеры (эта стадия процесса завершается при контакте ПВ с объектом воздействия), и, наконец, остаточное давление газа совершает необходимую работу.

Для того чтобы оценить мощность и КПД взрывного генератора давления, выясним, как изменяется кинетическая энергия инструмента в процессе его разгона расширяющимися ПВ. При этом учтем следующие обстоятельства. Масса ПВ мала по сравнению с массой разгоняемого тела. Движение разгоняемого тела происходит с достаточно малой скоростью, чтобы можно было не учитывать внутренние движения в газе. В этом случае на основании закона сохранения энергии можно записать выражение для кинетической энергии тела, разгоняемого адиабатически расширяющимся газом:

$$E_K = \frac{P_0 V_0}{\kappa - 1} (1 - K^{1-\kappa}),$$

Как показано в [5], величина P_0 пропорциональна плотности заряжания (отношению массы ВВ к объему взрывной камеры)

$$P_0 \approx \varphi_1 \frac{M_{ВВ}}{V_0}.$$

Энергия взрыва заряда ВВ $E_0 = \varphi_2 M_{ВВ}$, отсюда получаем искомое выражение для КПД взрывного генератора давления

$$\eta = \frac{\varphi_1}{\varphi_2} \cdot \frac{1 - K^{1-\kappa}}{\kappa - 1}.$$

Например, для аммонита 6ЖВ (79% NH_4NO_3 + 21% тротила) $\varphi_1 \approx 0,75 \text{ МПа} \cdot \text{м}^3/\text{кг}$, $\varphi_2 \approx 4,3 \cdot 10^6 \text{ Дж/кг}$. Тогда при реально достижимом $K = 2-3$ и при $\kappa = 1,2-1,7$ $\eta \approx 16\%$. Отметим, что величина η относительно слабо зависит от κ – при изменении κ в указанных пределах, величина $(1 - K^{1-\kappa})/(\kappa - 1)$ изменяется (при $K = 2-3$) не более чем на 15%.

Основным достоинством ВГД является их высокая удельная мощность (мощность, отнесенная к объему рабочей камеры). Действительно, сравнение удельных мощностей для существующих современных горных машин показывает следующее [3]:

- электродвигатели – 1 кВт/дм³;
- двигатели внутреннего сгорания – 100 кВт/дм³;
- газотурбинные двигатели – 1000 кВт/дм³;
- двигатель на энергии взрыва – 10000 кВт/дм³.

Кроме того, использование ВГД имеет перед традиционными взрывными технологиями следующие преимущества:

- существенное сокращение расхода ВВ (до 100 раз);
- обеспечение непрерывной технологии добычи за счет локализации ПВ во взрывной камере;
- существенное уменьшение вредного воздействия на окружающую среду;
- возможность применения в производственных помещениях (цехах, сооружениях и т.п.), в том числе и пожароопасных.

На сегодняшний день разработаны, изготовлены и находятся на различной стадии отработки следующие установки, созданные на базе ВГД:

- установка “Бутобой” для разрушения негабаритов твердых горных пород размером до $1,5 \times 1,5 \times 1,5 \text{ м}$;
- импульсное камнекольное устройство для раскалывания каменных блоков твердых горных пород сечением до $1,0 \times 1,5 \text{ м}$ на плиты толщиной более 0,4 м;
- устройство для бережного разрушения кусков породы, содержащих ценные минералы.

Экспериментальная отработка этих установок проводилась в лабораторных и промышленных условиях. Установка “Бутобой” отработывалась на Выборгском гранитном карьере (Россия), Токовском и Крымском гранитных карьерах (Украина). На рис. 2 показано раскалывание негабарита при помощи установки. Вверху показано размещение установки на негабарите перед раскалыванием, внизу – результат работы. На рис. 3 показано размещение устройств для бережного разрушения кусков породы в шпурах, на рис. 4 – вид расколотого камня сбоку.



Рис. 2. Раскалывание негабарита при помощи установки “Бутобой”

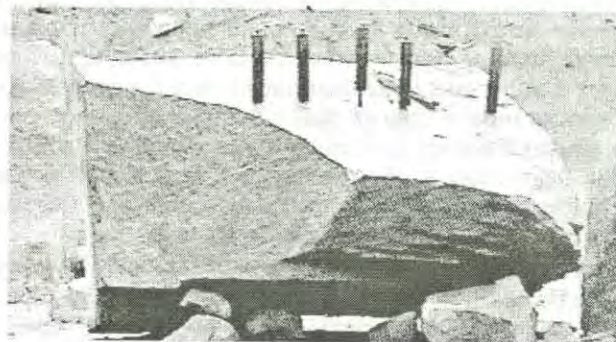


Рис. 3. Размещение ВГД на разрушаемом куске породы



Рис. 4. Вид расколотого при помощи ВГД камня сбоку

Производительность горных машин взрывоимпульсного действия во многом определяется совершенством процесса отделения горных пород от массива, правильным выбором параметров разрушения, а также рабочих и конструктивных параметров машин с учетом физико-механических свойств разрушаемого горного массива.

Проведенная экспериментальная отработка установок на базе ВГД продемонстрировала их высокую эффективность и перспективность применения в горном деле.

Список принятых обозначений

- E_k - кинетическая энергия;
 P_0 - начальное давление ПВ во взрывной камере;
 V_0 - объем взрывной камеры;
 K - степень расширения ПВ в процессе разгона;
 κ - показатель адиабаты;
 $M_{ВВ}$ - масса ВВ во взрывной камере;
 φ_1 - отношение P_0 к плотности заряжения (отношение массы ВВ к объему взрывной камеры);
 φ_2 - отношение начальной энергии ПВ к $M_{ВВ}$;
 η - коэффициент полезного действия ВГД.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Новиков С.А., Хворостин В.Н., Родионов А.В., Брюханов Н.В. Взрывные генераторы давления и их применение в промышленности. Новые промышленные технологии. – Производственно-технический журнал, 1995, вып. 3-4 (269-270), Министерство РФ по атомной энергии.
2. Новиков С.А., Хворостин В.Н., Родионов А.В., Брюханов Н.В. Взрывные генераторы давления и их применение в промышленности. – Материалы Второго международного симпозиума по буровзрывным работам. – М.: 1995.
3. Novikov S.A., Khvorostin V.N., Rodionov A.V., Brukhanov N.V. An explosive pressure generators and its applications. – Proceedings of the 5th International Symposium on Rock Fragmentation by Blasting. – Montreal, Canada, 25-29 august 1996.
4. Разрушение горного массива машинами взрыво-импульсного действия. – Сб. статей под ред. А.В. Докукина. М.: Наука, 1994.
5. Лин Э.Э., Сиренко А.В., Фунтиков А.И. – ФГВ, 1980, 4, С. 44-56.

Статья поступила в редакцию 28 апреля 1998 г.

УДК 621.039.562; 621.039.573; 621.039.58

ВОПРОСЫ УПРАВЛЕНИЯ, БЕЗОПАСНОСТИ И МЕТРОЛОГИИ В ОБЛАСТИ АПЕРИОДИЧЕСКИХ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ (Обзор)

В. Ф. Колесов

РФЯЦ-ВНИИЭФ, 607190, г. Саров Нижегородской обл.

Представлен обзор работ, связанных с совершенствованием систем управления аperiodическими импульсными реакторами, с безопасностью этих устройств и с метрологией создаваемых импульсными реакторами внутренних и внешних полей радиации.

CONTROL, SAFETY AND METROLOGY IN THE SPHERE OF APERIODICAL PULSE REACTORS/ V.F. KOLESOV// An overview of works connected with development the control systems for the aperiodical pulse reactors, with safety of this devises, and with metrology of the interior and external radiation fields created by the pulse reactors has been presented.

1. РЕЖИМЫ РАБОТЫ И УПРАВЛЕНИЕ АИР

Специфика задач управления аperiodическими импульсными реакторами (АИР) определяется особенностями режимов работы этих лабораторных устройств, требующих или очень быстрого, или изменяющегося по определенному закону ввода избыточной реактивности, искусственного перевода после импульса в состояние глубокой подкритичности

и обеспечения безопасности этих устройств в условиях выхода в надкритическое состояние по мгновенным нейтронам. Определенное усложнение в системы управления АИР вносит практикуемое в подавляющем большинстве этих установок объединение различных импульсных и стационарного режимов работы.

Управление АИР осуществляется с помощью набора регулирующих и импульсных стержней (не-

которые из регулирующих стержней иногда называют компенсирующими). В быстрых АИР важным элементом управления является также массивный блок безопасности. Основными процедурами управления в наиболее характерном для АИР режиме самогасящегося импульса являются операция подбора с помощью регулирующих стержней состояния, близкого к критическому с учетом запаздывающих нейтронов, и последующая операция быстрого перевода АИР с помощью импульсного стержня или набора импульсных стержней в состояние, надкритическое по мгновенным нейтронам.

Процедура генерирования импульса в быстрых АИР отличается особой тщательностью операций. Это связано с тем, что для быстрых АИР характерны предельно малые времена жизни мгновенных нейтронов и очень короткие периоды разгона мощности в надкритических конфигурациях. Основные элементы процедуры генерирования импульса в быстрых АИР, по существу сохранившиеся неизменными до настоящего времени, были отработаны уже на первых быстрых АИР Godiva и Godiva-II (см. статью Уимета, Уайта и др. [1]).

Процедура генерирования импульса в быстрых АИР, применявшаяся в первое десятилетие функционирования этих установок, содержала следующие этапы (см. статью Питканена [2]):

- экспериментальное оборудование и облучаемые объекты собираются около активной зоны (АЗ) в окончательной компоновке;

- персонал реактора покидает место проведения эксперимента. Проводится проверка в целях гарантии отсутствия людей в реакторном помещении. Закрываются защитные двери;

- после выполнения указанных требований безопасности реактор путем осторожного ввода блока безопасности и перемещения регулирующих стержней переводится в состояние запаздывающей критичности. Эти операции выполняются при наличии источника нейтронов;

- блок безопасности и источник нейтронов удаляются на 15–20 мин в целях высвечивания источников запаздывающих нейтронов и снижения в результате этого интенсивности нейтронов в реакторе. После вывода блока безопасности положения регулирующих стержней могут быть скорректированы в целях изменения энерговыделения в запланированном импульсе. Продолжительность указанной процедуры должна быть по возможности более короткой, поскольку на этом этапе мощность реактора не реагирует на изменения в АЗ и ее окружении, и по этой причине могут оказаться незамеченными случайные перемещения, способные привести к повышению избыточной реактивности в момент инициации импульса;

- блок безопасности быстро возвращается в АЗ, и тотчас же быстро вводится импульсный стержень. Через некоторое время после этого в реакторе иницируется импульс делений. В отсутствие внешнего источника нейтронов иницирование импульса осуществляется со значительным (до нескольких секунд) флуктуационным запаздыванием;

- по окончании быстропеременной части импульса производится сброс блока безопасности или блока безопасности и других органов управления реактивностью. Температурное расширение АЗ переводит реактор в состояние ниже критичности на мгновенных нейтронах, а сброс органов управления реактивностью – ниже состояния критичности с учетом запаздывающих нейтронов.

Последующие десятилетия внесли ряд новых элементов в процедуру генерирования импульса в быстрых АИР. Каждому конкретному реактору также свойственно некоторое своеобразие элементов этой процедуры. В более поздние годы во многих АИР, в том числе и в АИР на замедленных нейтронах, помимо режима самогасящихся импульсов стали интенсивно использовать режимы профилированных, двойных и более сложных импульсов, импульсов на запаздывающих нейтронах. На некоторых быстрых АИР стали использовать так называемый “пролетный” режим генерирования импульсов.

Видоизменения процедуры генерирования импульсов в применении к конкретным быстрым АИР. Два видоизмененных режима генерирования импульсов в быстрых АИР – режим прямоугольных волн и режим бесхвостых импульсов – были реализованы на SPR в Сандийской национальной лаборатории, США, О’Брином и группой его сотрудников (доклад Вуда и др. [3]).

Режим прямоугольных волн был разработан в целях удовлетворения потребностей в более высоких интенсивностях γ -дозы, чем это достижимо в стационарном режиме SPR. Режим прямоугольных волн требует работы реактора на относительно высоком уровне мощности в течение десятков секунд.

Для реализации этого режима требуются разгоны мощности с периодами порядка 1 с. На SPR в этих целях в качестве регулирующего стержня использовался блок безопасности, обеспечивающий скорость изменения реактивности от $2,3 \cdot 10^{-2}$ до $23 \cdot 10^{-2} \beta_{\text{эф}}$ в секунду.

Режим прямоугольной волны идентичен режиму прямоугольных импульсов. При генерировании прямоугольного импульса в SPR выполнялась обычная последовательность операций при установлении критичности с учетом запаздывающих нейтронов. После этих операций регулирующие стержни несколько отводились назад, делая реактор подкритичным на $0,29 \beta_{\text{эф}}$. Затем с помощью быстрого перемещения импульсного стержня устанавливалось надкритическое состояние на уровне $0,78 \beta_{\text{эф}}$ с соответствующим периодом разгона мощности, равным 1 с. По достижении требуемого уровня мощности блок безопасности начинал выводиться из АЗ.

На SPR была также разработана методика укорочения нежелательного хвоста или плато импульса и достижения точно предсказуемого времени иницирования вспышки. В этой методике в АЗ АИР в момент ввода всей реактивности впрыскивались нейтроны от импульсного D-, T-генератора. Плато мощности укорачивалось до нескольких миллисекунд с помощью опережающей команды на сброс

блока безопасности. Источник нейтронов, используемый для этих целей, размещался на расстоянии около 2,5 м от реактора и генерировал $\sim 2 \cdot 10^8$ нейтронов с энергией ~ 14 МэВ за 10 мкс.

Быстрый АИР FRAN при генерировании импульса сначала с помощью регулирующих стержней выводился в надкритическое состояние $0,3 \beta_{\text{эф}}$. Затем опускался блок безопасности. Через 15 мин после этого вводился импульсный стержень с реактивностью $0,85 \beta_{\text{эф}}$, и вслед за ним быстро поднимался блок безопасности.

Процедура генерирования импульса в быстром АИР Super KUKLA отличалась двумя моментами от приведенной выше унифицированной схемы. Во-первых, во всех операциях генерирования импульса в этом случае источник нейтронов не отводился от реактора. Во-вторых, вывод АИР Super KUKLA в критическое состояние осуществлялся с помощью импульсных стержней. Затем импульсные стержни отводились, и с помощью регулирующих стержней подбиралось такое состояние, при котором повторный ввод импульсных стержней давал требуемое значение избыточной реактивности по мгновенным нейтронам.

Реактор HPRR после подъема блока безопасности с помощью регулирующих стержней переводился в надкритическое состояние с периодом разгона мощности ~ 95 с. Блок безопасности опускался в целях высвечивания источников запаздывающих нейтронов. Импульс генерировался затем с помощью повторного подъема блока безопасности и быстрого ввода импульсного стержня.

На реакторе HPRR был впервые применен автоматический сброс блока безопасности под воздействием динамического теплового удара в импульсе (Михалз, статья [4]). Этот метод заглушения реактора не зависит от электротехнических устройств и, будучи более быстрым в сравнении с обычными методами сброса, обеспечивает значительное укорочение плато импульсов.

Указанный метод противоаварийной защиты и укорочения плато импульсов используется также на реакторах SPR-II, SPR-III. Приводной шток блока безопасности SPR-II выполнен в виде двух частей, связанных электромагнитом. Система подвески блока отрегулирована таким образом, что в импульсах с разогревом АЗ выше 150°C тепловой удар разрывает электромагнитную связь и быстро сбрасывает блок вниз. Аналогичная система сброса действует также в приводах регулирующих стержней.

На SPR-II, как и на многих других быстрых АИР, инициирование импульса осуществляется с помощью импульсного генератора нейтронов. В импульсах с разогревом АЗ ниже 150°C ударные силы недостаточны для разрыва электромагнитной связи. В этом случае укорочение плато может достигаться с помощью применения программируемых опережающих команд на сброс блока безопасности (доклад Джефферсона [5]).

Функции органов управления в SPR-III выполняют четыре блока из меди и алюминия, являющиеся

фрагментами бокового отражателя нейтронов: три блока из меди используются как обычные средства подбора требуемой конфигурации реактора, т.е. как регулирующие стержни, а четвертый блок из алюминия – как средство быстрого создания избыточной реактивности перед генерированием импульса. Перемещение регулирующих блоков осуществляется электромеханическими приводами, импульсного блока – с помощью пневматики. Блок безопасности при нормальной работе или полностью введен, или полностью выведен; для точного регулирования реактивности блок безопасности не используется.

Перед проектированием SPR-III проводились эксперименты и расчеты по программам переноса нейтронов в целях обоснования концепции управления реактором с помощью фрагментов отражателя и определения эффективности различных материалов и типов движения фрагментов. Исследовалось движение радиальное и тангенциальное, линейное и вращательное.

Было показано, что наиболее удобным и эффективным является вертикальное, близкое к поверхности АЗ линейное движение фрагментов отражателя. В этом случае движение фрагмента дает привычную зависимость реактивности от смещения в форме буквы "S" с почти нулевым вкладом в реактивность на концах хода. Кроме того, в этом случае возможен сброс фрагмента под действием силы тяжести (доклад Шмидта и Рошера [6]).

Как сообщается в докладе Филбина и др. [7], усовершенствования системы блоков управления в новом быстром АИР Сандийской национальной лаборатории SPR-IIIM включают снижение массы и повышение стабильности работы приводных механизмов импульсного и трех регулирующих блоков. Импульсный блок в SPR-IIIM будет приводиться в движение более мощным двигателем. Новый приводной механизм допускает остановку импульсного блока в разных позициях. Блок безопасности в SPR-IIIM будет подниматься и опускаться с помощью приводной системы, обеспечивающей его более строгое и свободное от трения движение. Спроектирован и изготовлен новый модуль быстрого сброса блока безопасности, пригодный, в частности, для управления реактором при работе в режиме затянутого импульса. После модернизации станут более удобными операции по замене и регулировке приводных механизмов блоков управления.

Оригинальным выполнением органов управления реактивностью отличается также критическая сборка Skua Лос-Аламосской национальной лаборатории (доклад Пэтаностера, Баундса и др. [8]). Органы управления в этой сборке реализованы в виде шести сегментов медного отражателя. Три сегмента являются радиально перемещаемыми блоками безопасности SB-1, SB-2, SB-3, а другие три сегмента – вращательными регулируемыми барабанами MD, YD и BD (рис. 1).

Реактивность, вносимая тремя блоками безопасности, в сумме равна $\sim 10 \beta_{\text{эф}}$. Эти блоки перемещаются тремя гидравлическими приводами. Блок

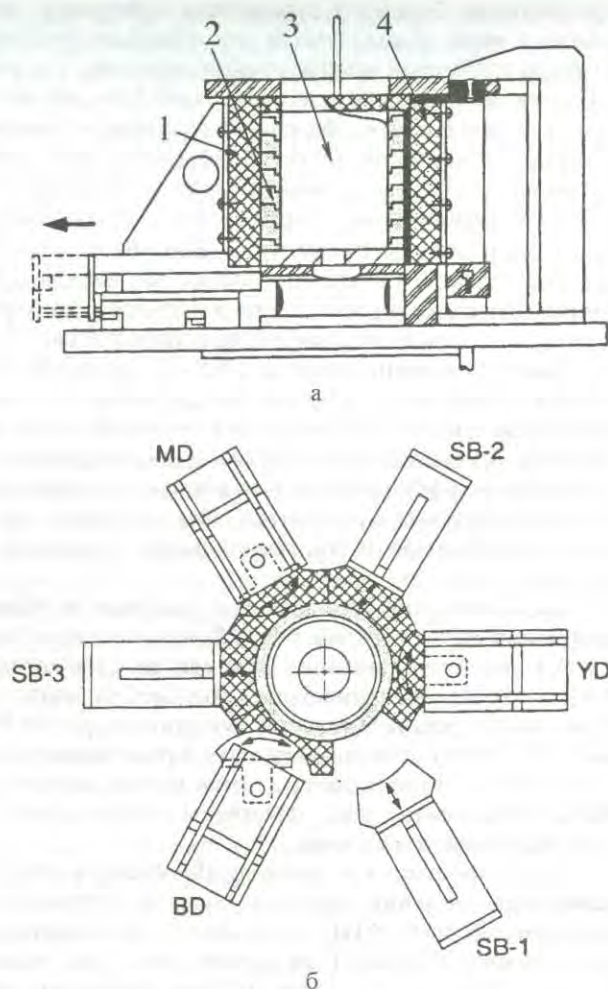


Рис. 1. Вид сборки Skua сбоку (а) и в плане (б) [8]:
 — сталь; — медь; — топливо; — алюминий; 1 — блок безопасности SB-3; 2 — топливные диски AZ; 3 — ловушка тепловых нейтронов; 4 — вращательный регулирующий барабан

SB-1, показанный на рис. 1 в удаленном от AZ положении, называется “медленным” ввиду малой скорости его движения на фазе ввода. Этот блок может останавливаться в промежуточных позициях в зависимости от достижения требуемого уровня интенсивности отсчетов нейтронных детекторов. Блоки SB-1 и SB-2, кроме того, имеют пневматические приводы для быстрого их удаления при поступлении команды на сброс. В отличие от SB-1 блоки SB-2 и SB-3 только или полностью выведены, или полностью введены.

Три вращательных регулирующих барабана действуют в качестве более тонких вспомогательных средств управления реактивностью. Из этих трех органов один называется барабаном массы (MD), другой — барабаном энерговыделения (YD), третий — импульсным барабаном (BD). Барабаны MD и YD поворачиваются на 180° . Эти элементы имеют в приводах пружины кручения, которые возвращают их в положение минимума реактивности в случае

поступления команды на сброс. Одновременный ввод барабанов MD и YD запрещен системой управления.

Барабан BD предназначен для быстрого ввода реактивности при импульсных операциях вблизи или выше мгновенной критичности. Этот барабан поворачивается на $87,5^\circ$ с помощью гидравлического привода. Он может быть лишь или полностью выведенным, или полностью введенным.

Реактор с двумя AZ БАРС-5 (ВНИИТФ, Россия) предназначен для работы как в импульсном, так и в стационарном режиме, как с двумя, так и с одной AZ. Генерирование импульса может производиться или при слабом источнике нейтронов в режиме ожидания, или при сильном внутреннем источнике ($\sim 10^9$ нейтр./с).

Генерирование импульса при наличии сильного источника нейтронов, т.е. в условиях заметной мощности реактора, осуществляется с помощью быстрого перемещения регулятора, при котором реализуется линейный ввод реактивности с большой, до $300 \beta_{\text{эф}}$ в секунду, скоростью. Этот режим дает возможность проводить облучение образцов с высоким уровнем собственного нейтронного фона, а также получать два последовательных импульса с малым временным интервалом между ними (доклад Снопкова, Горина и др. [9]).

Генерирование импульса делений в ГИР-2 (ВНИИЭФ, Россия) может производиться в режимах:

- с высвечиванием предшественников запаздывающих нейтронов, остановкой импульсного блока в AZ и иницированием цепной реакции делений от внешнего импульсного нейтронного генератора;
- с высвечиванием предшественников запаздывающих нейтронов, пролетом импульсного блока через AZ и иницированием цепной реакции делений от внешнего импульсного генератора;
- с иницированием цепной реакции делений от сильного (больше 10^{10} нейтр./с) внутреннего источника нейтронов при пролете импульсного блока через AZ.

Системы управления быстрыми АИР БИР-2М и БИГР. На быстром АИР БИР-2М (ВНИИЭФ, Россия) в качестве штатных предусмотрены следующие режимы работы: проверки, подготовки, калибровки, статический, квазиимпульсный, импульсный с остановкой стержня в центре AZ. Режимы различаются функциональным назначением, предельными уровнями основных параметров реактора, значениями уставок в системе аварийной защиты и алгоритмом управления (статья Сибгатуллина, Кувшинова и др. [10]).

Все штатные режимы работы кроме проверочного связаны с выходом реактора на определенный уровень мощности. Режим проверки предназначен для проведения всех работ, связанных с нахождением персонала в реакторном зале, а также для проверки работоспособности всех систем реактора, в том числе аварийной. В этом режиме автоматизированная система управления разрешает перемещение каждого органа регулирования реактивности только при нижнем положении всех остальных. Ав-

томатически блокируется также открывание дверей в реакторный зал, если значение мощности γ -излучения в нем выше установленного уровня. Режим проверки предшествует всем остальным режимам работы реактора.

Режим подготовки предназначен для подбора стартового значения реактивности реактора с целью калибровки импульсного стержня или генерирования импульса делений. Автоматизированная система управления допускает работу на мощности до 500 Вт при периоде разгона не короче 70 с и температуре АЗ ниже 200 °С. Предусмотрен также определенный, наиболее безопасный алгоритм вывода реактора в критическое состояние.

В режиме калибровки определяется реактивность, вносимая импульсным стержнем при пневматическом вводе его в АЗ. При этом источник нейтронов находится вблизи АЗ, допустимое значение мощности 20 кВт, периода разгона – 100 мкс. Увеличение реактивности, предварительно установленной в подготовительном режиме, система управления запрещает.

В статическом режиме происходит автоматическое срабатывание аварийной защиты при мощности ≥ 20 кВт, температуре АЗ ≥ 200 °С, периоде разгона ≤ 20 с и энерговыделении $\geq 5,5$ МДж. Последнее ограничение действует в течение 20 мин после включения статического режима.

Квазиимпульсный режим предусматривает возможность генерирования импульсов делений на запаздывающих нейтронах. Предельные значения энерговыделения, мощности и периода разгона, при которых срабатывает аварийная защита, составляют 5,5 МДж, 10 МВт и 0,1 мс. После пневматического подъема импульсного стержня допускается перемещение регулирующего стержня с целью формирования требуемого профиля мощности. Инициирование импульса осуществляется нейтронами постоянного источника, расположенного вблизи АЗ.

Импульсный режим работы БИР-2М включает оператором после подбора стартового состояния с учетом калибровки импульсного стержня. Дальнейшее управление реактором производится автоматически: опускаются быстрый регулирующий стержень и источник нейтронов, после 20 мин высвечивания предшественников запаздывающих нейтронов быстрый регулирующий стержень поднимается в прежнее положение, и следом за ним в АЗ вводится импульсный стержень. Цепь делений иницируется нейтронами внешнего импульсного генератора. Сигнал на заглушение реактора выдается системой управления в следующих случаях:

- при достижении мощности реактора 10 МВт, энерговыделения 3 МДж (или 5,5 МДж в режиме с затянутым импульсом), температуры чехлов топливных дисков 200 °С;
- по истечении времени 0,5 с после подъема импульсного стержня в верхнее положение;
- при периоде разгона мощности меньше 18 мкс.

Указанный вариант импульсного режима наиболее часто применяется на БИР-2М. На БИР-2М

используются также другие варианты импульсного режима. Это два так называемых пролетных режима, при которых импульсный стержень пролетает через АЗ. В первом из них импульс делений иницируется во время пролета стержня через АЗ со скоростью ~ 30 м/с от сильного источника нейтронов, порождаемого самим реактором при мощности ≥ 1 Вт. Во втором пролетном режиме иницирование импульса делений осуществляется (после высвечивания предшественников запаздывающих нейтронов) с помощью внешнего импульсного источника нейтронов. В этом случае скорость движения стержня может быть снижена до ~ 10 м/с.

Достоинство пролетных режимов работы АИР заключается в том, что эти режимы более безопасны и позволяют уменьшать долю энерговыделения в "хвосте" импульса. Вместе с тем их осуществление требует больших скоростей перемещения импульсного стержня и корреляции вводимой реактивности со скоростью стержня (в пролетном режиме с иницированием нейтронами самого реактора) или с моментом срабатывания внешнего источника нейтронов (в пролетном режиме с внешним иницированием), что затрудняет процедуру генерирования импульсов.

Реактор БИР-2М является результатом модернизации БИР-2. БИР-2М введен в эксплуатацию с автоматизированной системой управления и защиты и системой регистрации физических характеристик реактора. При модернизации предполагалось также создание автоматической системы управления реактора в целом, однако эта работа пока не закончена.

Принципиальное различие автоматизированной и автоматической систем заключается в том, что в первом случае управление осуществляет оператор под контролем автоматизированных систем, а во втором – все управление выполняется автоматически по заданной оператором программе и под его контролем.

Система управления реактора БИР-2М предусматривает определенный, наиболее безопасный алгоритм управления элементами регулирования реактивности, электромеханическим стендом, механизмами загрузки образцов, дверями в реакторный зал и др. Непосредственное включение каждого механизма перемещения осуществляет оператор с пульта функциональной клавиатуры. Исключением является управление механизмами перемещения быстрого регулирующего стержня, импульсного стержня и источника нейтронов при включенном импульсном режиме работы реактора, в котором все управление проводится автоматически.

Важнейшей особенностью созданной системы управления является задание алгоритма управления программой, вводимой оператором в начале работы на реакторе. Программа предусматривает введение оператором значений ряда параметров, соответствующих планируемому эксперименту на реакторе, например, длительность временной задержки на пуск импульсного генератора нейтронов по отноше-

нию к базовому сигналу, уровень энерговыделения в АЗ, по достижении которого выдается сигнал на заглушение реактора, и др.

Достоинство такой системы состоит в том, что она обеспечивает возможность оперативного изменения алгоритма управления реактором путем введения соответствующих изменений в программу. Это позволит реализовать различные режимы работы реактора без изменения аппаратной части системы управления и повысить степень ее автоматизации.

Система аварийной защиты БИР-2М обеспечивает автоматическую выдачу сигнала на заглушение реактора при достижении его основными параметрами предельно допустимых значений, а также при нарушении установленных условий (стандартное расположение реакторного стенда и т.п.), при неисправности датчиков мощности, исчезновении электрического тока и др.

В системе аварийной защиты датчиками регистрации нейтронов служат ионизационные камеры деления КНК-15, работающие в токовом режиме, датчиками температуры — термопары. Датчики и каналы измерения физических величин, входящие в систему аварийной защиты, являются автономными и дублированными.

Работа системы управления и системы аварийной защиты контролируется оператором по изображению на экране телемонитора, куда в виде мнемосхемы выводится информация о движении и положении органов регулирования реактивности, источника нейтронов и технологического оборудования реактора. Информация о текущем положении стержней регулирования реактивности дополнительно выдается в числовой форме.

Система регистрации физических характеристик обеспечивает получение значений основных параметров реактора в каждом режиме его работы.

Подробное описание этой системы содержится в статье Мухачева, Чередника и др. [11]. При ее проектировании предполагалось создание универсального автоматизированного средства измерений, легко адаптируемого к различным АИР. Ставилась задача автоматизации процесса получения информации с выдачей ее в реальном масштабе времени в удобной для оператора форме и обеспечения возможности автоматизации системы управления и защиты БИР-2М. В основу разработки был заложен стандарт КАМАК и технология программирования Micro Power/Pascal.

Система состоит из четырех подсистем: регистрации нейтронного потока, температуры, формы импульса и периода. Аппаратно подсистемы представляют собой набор КАМАК-модулей с некоторым дополнительным оборудованием. В качестве управляющей используется ЭВМ "Электроника-60".

Подсистема нейтронного потока предназначена для регистрации мощности и энерговыделения, а также для расчета реактивности. Детекторы, регистрирующие нейтроны, изготовлены на основе камер деления типа КНК-15. Одна из камер окружена слоями кадмия и насыпного карбида бора с целью снижения эффективности регистрации. В соответст-

вии с эффективностью детекторы называются "точным" и "грубым". Оба детектора заключены в полиэтиленовые оболочки. Диапазон регистрации с использованием только точного детектора составляет 10 десятичных порядков, при совместном использовании точного и грубого детекторов — 12 порядков. Возможно расширение диапазона регистрации до 14 порядков при дальнейшем снижении эффективности грубого детектора.

Подсистема температуры предназначена для регистрации температуры с помощью термопар и сопротивлений. В варианте этой подсистемы, работающей на БИР-2М, используются девять каналов измерений. Диапазон измеряемых температур составляет 0–500 °С. Подсистема формы импульса является двухканальным цифровым регистратором импульса тока. В качестве детектора нейтронов служит фотозлемент СДФ-7 с органическим сцинтиллятором. Вывод графика мощности возможен как в линейном, так и в логарифмическом масштабе. В результате обработки данных определяются период нарастания мощности, ширина импульса, энерговыделение и пиковая мощность.

Подсистема измерения установившегося периода состоит из модуля измерителя периода и детектора нейтронов на основе камеры КНК-15-1. Пределы измерения периода составляют 10 мкс — 100 с.

Система регистрации физических характеристик полностью дублирована.

Формирование импульса делений в реакторе БИГР может осуществляться как за счет теплового самогашения избыточной реактивности, так и путем дополнительного изменения реактивности с помощью блоков регулирования.

Реактор БИГР работает в режимах: импульсном с остановкой импульсного блока в АЗ, импульсном с пролетом импульсного блока через АЗ, квазиимпульсном, стационарном. С помощью системы управления и защиты можно по заранее составленной программе изменять форму импульса, энерговыделение в быстропеременной части и хвосте импульса, уровень мощности квазиимпульса и другие характеристики (статьи Кувшинова, Смирнова и др. [12, 13]).

В первом режиме импульсный блок останавливается в точке его максимального воздействия на реактивность. В момент остановки блока производится запуск импульсного нейтронного генератора, дающего начало самоподдерживающейся цепной реакции делений. Момент выдачи сигнала на аварийный сброс коррелирует с моментом запуска генератора нейтронов. Сигнал может выдаваться синхронно с пуском генератора (синхронный сброс), опережать его (опережающий сброс: используется время опережения 43 мс) или быть задержанным (задержанный сброс).

Инициирование импульса делений в режиме с пролетом импульсного блока может осуществляться как с помощью нейтронов от внешнего импульсного генератора, так и с помощью запаздывающих нейтронов самого реактора при мощности порядка 10 Вт.

При иницировании импульса делений от нейтронного генератора обычно используется одно значение максимальной избыточной реактивности, достигаемой в процессе пролета импульсного блока через АЗ: $8,1 \cdot 10^{-2} \beta_{\text{эф}}$. Различные по уровню энерговыделения импульсы получаются путем изменения момента срабатывания генератора.

В случае медленного пролета импульсного блока через АЗ параметры пика импульса совпадают с таковыми в режиме с остановкой блока, а хвост импульса уменьшается за счет снижения реактивности АЗ при вылете блока. При быстром пролете импульсного блока через АЗ параметры пика импульса снижаются в сравнении с теми, что реализуются в режиме с остановкой блока в АЗ. Это объясняется тем, что в первом случае импульс не успевает развиться к моменту достижения максимума реактивности.

Характерной особенностью режима генерирования с быстрым пролетом (при иницировании от нейтронного генератора) является участие движения импульсного блока в формировании пика импульса. В пусках, ориентированных на генерирование небольших импульсов (мини-импульсов), гашение реактивности из-за пролета блока является преобладающим. Эта особенность кинетики пролетного режима придает реактору новое качество, недостижимое при формировании импульса только за счет самогашения: возможность изменения в десятки раз энерговыделения и амплитуды импульсов при практически неизменной их длительности. Импульсы, генерируемые при быстром пролете импульсного блока, по существу, не имеют хвоста.

В целях производства мощных импульсов n -, γ -излучений длительностью 0,5–10 с на реакторе БИГР разработан и введен в эксплуатацию квазиимпульсный режим, при котором импульс делений генерируется на запаздывающих нейтронах. Формирование импульса при этом осуществляется либо только за счет самогашения реактивности, либо с участием вклада от движения блоков грубого и точного регулирования. В квазиимпульсном режиме реализуются полномасштабные по энерговыделению импульсы длительностью от 0,5 до 10 с колоколообразной, приближенно треугольной или прямоугольной формы.

Реактор БИГР может работать также на стационарной мощности в течение продолжительного (до суток) времени.

Проблема воспроизводимости параметров импульсов в быстрых АИР. Серьезных усилий от разработчиков и операторов АИР, в особенности быстрых АИР, требует проблема обеспечения хорошей воспроизводимости заданных энерговыделений в импульсах. В большинстве случаев точность получения заданных энерговыделений вполне удовлетворительна. На некоторых установках, однако, наблюдалось значительное отличие реальных энерговыделений в импульсах от планируемых (Холанд, доклад [14]).

Одной из причин пониженного энерговыделения в импульсах может быть преждевременное иницирование устойчивой цепи делений. Преждевременное иницирование в некоторой части импульсов пред-

сказывалось, например, в отношении АИР VIPER, но в реальности его вероятность оказалась более высокой, чем ожидалась. Снижение вероятности преждевременного иницирования до приемлемого уровня было достигнуто в этом случае путем увеличения скорости ввода импульсного стержня и блока безопасности.

Очень хорошее воспроизведение заданного энерговыделения в импульсах быстрых АИР наблюдается в случае мощных импульсов. Так, на SPR-II импульсы с повышением максимальной температуры АЗ до 500 °С генерируются с точностью в пределах 1–2%. При уменьшении числа делений за импульс точность воспроизведения заданных параметров всплеск падает. Для импульсов с повышением температуры АЗ до ~ 100 °С энерговыделение за импульс воспроизводится с точностью 10–15%. Невозможность достижения хорошей повторяемости слабых импульсов является проблемой для всех быстрых АИР.

Нейтронные характеристики реакторов Super KUKLA и БР-K1, отличающихся очень большими размерами АЗ и экспериментальных полостей, сильно подвержены влиянию со стороны облучаемых объектов. При размещении в экспериментальной полости эти объекты существенно изменяют время жизни нейтронов, пространственное распределение плотности потока и форму уравнения обратных часов. При наличии объектов, удлиняющих время жизни мгновенных нейтронов, импульсы с малым энерговыделением в Super KUKLA формировались в большей степени сбросом блока безопасности, чем термическим расширением АЗ. Аналогичная закономерность вне зависимости от облучаемых объектов свойственна также реакторам БИГР и HPRR.

Операторы АИР Super KUKLA испытывали затруднения при определении периодов для импульсов с небольшой начальной реактивностью, а именно периодов в интервале от 5 до 200 мс. Причиной тому были синусоидальные осцилляции с периодом 50 мс, налагаемые на экспоненциальный рост мощности. Осцилляции мощности возбуждались механическими вибрациями импульсных стержней после их удара по окончании ввода.

Точность достижения заданного энерговыделения в АИР HPRR на раннем этапе его эксплуатации была невысокой даже в случае мощных всплесков. Импульсные дозы реактора в первые годы предсказывались лишь с точностью $\pm 30\%$. Потребность в более точной воспроизводимости доз заставила найти причину большого разброса в числе делений за импульс. В результате специального анализа было выяснено, что причина заключалась во вращении блока безопасности при вводе его в АЗ перед генерированием импульса и в осцилляциях этого элемента АЗ, возбуждаемых быстрым вводом импульсного стержня. Добавление к конструкции блока безопасности противоротационного устройства и усовершенствование системы ввода импульсного стержня позволило в несколько раз улучшить воспроизводимость доз в импульсах.

Холанд в докладе [14] подчеркивает, что требуется особое внимание операторов в случаях неожиданного изменения реактивности АИР. Так, например, во время одной из калибровок на SPR-II был обнаружен рост реактивности АИР на $0,23 \beta_{эф}$. При последующем осмотре операторы обнаружили следы воды на топливных деталях АЗ. Вода впрыскивалась в АЗ в результате повреждения сушилки в системе воздушного охлаждения реактора.

Важность фактора контроля поведения реактивности АИР следует также из опыта эксплуатации реактора БР-1. Единственными изменениями в поведении реактора, сопровождающими повреждение топливных колец АЗ, были проявившиеся на пятой сотне импульсов понижение реактивности его исходной конфигурации и сглаживание осциллирующих пульсаций интенсивности делений на хвосте импульсов.

Экспериментальные устройства и объекты для облучений, размещаемые около внешней поверхности или в осевом канале АЗ быстрого АИР, существенно влияют на кинетическое поведение последнего. В этой связи весьма актуальна задача оперативного прогнозирования параметров импульсов делений в АИР. Особую важность этой задаче придают разрабатываемые работы по автоматизации управления АИР и проводимых на АИР экспериментов.

При заданном режиме работы АИР параметры импульсов (период разгона, энерговыделение и т.д.) определяются характеристиками кинетики, к числу которых относятся эффективные параметры мгновенных, отраженных и запаздывающих нейтронов, парциальные частоты и коэффициенты гашения реактивности. Зная эти параметры, можно рассчитать характеристики импульсов делений в интересующих режимах работы АИР.

Эффективные параметры мгновенных и отраженных нейтронов наиболее подвержены изменениям в процессе эксплуатации реактора ввиду их сильной зависимости от внутренней загрузки реактора и от внешнего окружения. Эти нейтроны с существенно различными временами жизни, в свою очередь, определяют кривую спада интенсивности делений, получаемую в импульсном эксперименте при начальной реактивности $< \beta_{эф}$.

Указанная зависимость кривых спада от эффективных параметров кинетики открывает возможность извлечения этих параметров из кривых спада в результате решения обратной задачи. На этом принципе основано изучение свойств размножающих нейтронов систем с помощью использования так называемого импульсного метода (см. доклад Каутса и Лонга [15] и монографию Кипина [16]). В плане эксперимента содержание этого метода заключается в том, что на изучаемую систему воздействуют коротким нейтронным импульсом и затем регистрируют спад плотности нейтронов.

Разработанные к настоящему времени методики оперативного прогнозирования характеристик импульсов делений основаны на сочетании указанного зондирующего импульсного метода и расчетов

(статьи Хоружего, Кошелева [17] и Мухачева [18]). Методики, описанные в статьях [17], [18], отличаются в основном способами извлечения кинетической информации из кривых спада плотности нейтронов.

В работе Хоружего, Кошелева [17] вводится несколько групп долгоживущих нейтронов (число групп зависит от информативности экспериментальных данных). Задача решается с привлечением численных методов в два этапа. Сначала проводится сглаживание экспериментальной кривой спада со временем интенсивности делений, затем находится набор эффективных параметров нейтронной кинетики, позволяющий воспроизводить сглаженную кривую спада расчетным путем, а именно с помощью решения уравнений точечной реакторной кинетики.

Полученный таким образом набор параметров нейтронной кинетики может быть использован для расчета прогнозируемых импульсов делений. С помощью этой методики проведена обработка данных, полученных в ряде импульсных экспериментов на быстром АИР. Результаты показали перспективность указанной методики для решения задачи оперативного прогнозирования энерговыделения и других параметров импульсов в условиях переменных нагрузок, влияющих на кинетические характеристики реактора.

В точечных уравнениях кинетики реактора, используемых в работе Мухачева [18], нейтроны, возвращающиеся из отражателя в АЗ, представлены в виде слагаемого

$$\frac{a_r \beta_{эф}}{\Lambda} \int_0^t n(\xi) \cdot G(t - \xi) \cdot d\xi,$$

где $G(t)$ — функция влияния отражателя, $n(t)$ — плотность нейтронов в АЗ, a_r — относительная эффективная доля нейтронов, попадающих в АЗ из отражателя (в единицах $\beta_{эф}$), Λ — эффективное время генерации нейтронов.

Уравнения кинетики подвергаются преобразованию Лапласа. Входящий в преобразованные уравнения образ Лапласа функции $G(t)$ находится из преобразованного уравнения для спада плотности нейтронов в АЗ, следующего за воздействием на нее короткого нейтронного импульса (уравнение для спада плотности нейтронов не учитывает запаздывающие нейтроны).

После исключения функции влияния обратное преобразование уравнений кинетики не встречает затруднений. Образ Лапласа функции спада плотности нейтронов и некоторые другие величины определяются при этом численно. Указанный алгоритм не налагает каких-либо ограничений на вид функции $G(t)$ и поэтому является более общим, чем алгоритм с представлением отраженных нейтронов в виде нескольких групп, подобных натуральным запаздывающим нейтронам.

Основанная на этом алгоритме методика прогнозирования параметров импульса была реализована на практике и показала весьма хорошую эффективность.

Режимы работы АИР на замедленных нейтронах. Импульсные реакторы на замедленных нейтронах отличаются еще большим, чем быстрые АИР, разнообразием режимов эксплуатации. Более высокие, чем в быстрых АИР, ресурсы теплостойкости и коэффициенты температурного гашения реактивности, более прочные гарантии безопасности этих установок открывают возможности для более свободного маневрирования их мощностью, для реализации комбинированных режимов, режимов профилированных и двойных импульсов.

Реактор PBF может работать в стационарном режиме на мощности до 28 МВт; в режиме самогасящихся импульсов с пиком мощности 270 000 МВт и шириной на половине высоты ~ 4 мс; в режиме регулируемых извне более длинных импульсов с энерговыделением 1350 МДж и в режиме профилированной мощности. В последнем случае система управления изменяет мощность таким образом, чтобы по возможности точнее воспроизводилось предполагаемое реальное воздействие излучений на испытываемый объект.

Реактор ACRR может работать в режимах: стационарном, нормальных самогасящихся импульсов, импульсов с пониженным хвостом, а также двойного импульса, иначе называемого режимом согласованного вывода импульсных стержней.

В стационарном режиме допустима работа реактора на мощности до 2 МВт в течение продолжительного периода. В целях отклика на потребность воспроизведения разнообразных сценариев реакторных инцидентов и специфики воздействия излучений ядерного взрыва на ACRR был разработан программируемый режим вывода импульсных стержней. Были разработаны и внедрены две системы вывода стержней, основанные или на механических элементах, или на микропроцессоре.

Значительным своеобразием АИР ACRR является наличие в нем смежной с АЗ внешней полости, образуемой нейтроно связанной с АЗ подкритической сборкой. Эта полость обеспечивает возможность облучения образцов больших размеров.

АИР NSRR эксплуатируется в стационарном режиме на мощности до 300 кВт и в нескольких разновидностях импульсного режима. В основном импульсном режиме NSRR – в режиме коротких самогасящихся всплесков делений – генерируются импульсы с энерговыделением до 117 МДж и мощностью в пике до 21000 МВт.

Другими разновидностями импульсного режима NSRR являются:

- профилированный импульс длительностью ~ 10 с с мощностью ~ 10 МВт;
- профилированный импульс длительностью ~ 10 с с мощностью на уровне ~ 3 МВт в течение первых 5 с, а затем постепенно возрастающей до ~ 10 МВт;
- комбинированный импульс длительностью ~ 10 с с мощностью на уровне ~ 3 МВт, заканчивающийся импульсом с самогашением, соответствующим начальной реактивности $(2-4)\beta_{эф}$;

- комбинированный импульс в форме импульса с самогашением, соответствующим начальной реактивности $(2-4)\beta_{эф}$, и следующего за ним плато с высокой постоянной мощностью.

Режимы профилированных и комбинированных импульсов в NSRR введены в 1989 г. после серьезной модернизации реактора. Энерговыделение за импульс в каждом из этих режимов ограничивается уровнем 110 МДж.

Длительность профилированных и комбинированных импульсов может быть увеличена до нескольких минут. Профилированные импульсы формируются путем быстрого движения регулирующих стержней, комбинированные – путем быстрого движения регулирующих стержней и резкого выброса из АЗ импульсных стержней.

Управление реактором в стационарном режиме осуществляется или автоматически, или ручным способом, в режиме самогасящегося импульса – только ручным способом, в режимах профилированного и комбинированного импульсов – только автоматически.

Сочетание нескольких режимов работы свойственно также ряду растворных АИР.

Система управления реактора "Гидра" обеспечивает генерирование самогасящихся импульсов делений, работу в стационарном режиме и работу в режиме прямоугольных импульсов, при котором в течение нескольких секунд поддерживается уровень мощности 0,1–1 МВт.

АИР ИГРИК способен действовать в трех импульсных режимах, а именно в режимах генерирования:

- импульсов делений на мгновенных нейтронах при ступенчатом вводе реактивности 1–6 $\beta_{эф}$. Энерговыделение за импульс в этом режиме составляет 3–60 МДж, длительность импульса 2,4–50 мс;
 - импульсов делений на запаздывающих нейтронах при ступенчатом переводе реактора в состояние между нижней и верхней критичностью (квазиимпульсный режим). Энерговыделение за импульс в этом режиме меньше 10 МДж, длительность импульса равна (0,1–100) с;
 - серии последовательных импульсов путем пошагового ввода реактивности выше мгновенной критичности в каждом импульсе. Суммарное энерговыделение в серии импульсов меньше 60 МДж.
- Растворный АИР SILENE может работать в режиме:
- самогасящихся импульсов, осуществляемом с помощью выброса импульсного стержня;
 - свободного развития. В этом режиме реактивность вводится линейно с помощью сравнительно медленного вывода стержня. Вспышка делений представляет собой ряд осцилляций мощности;
 - плато. В этом режиме АИР действует при постоянной мощности. Стержень перемещается под управлением регулятора мощности.

На ином принципе – на основе изменения уровня раствора с помощью калиброванных клапанов –

построено управление критической системой SHEBA. Быстрое глушение цепной реакции в этом устройстве осуществляется путем снижения уровня раствора в результате его слива через вентиль с очень большим диаметром.

Обычная процедура опытов CRAC также заключалась во введении раствора с постоянной скоростью от 100 до 1870 л/ч внутрь цилиндрической трубы. Во всех случаях мощность системы быстро возрастала до максимального значения, определяемого гашением реактивности. Этот первичный импульс спадал, сменяясь серией пиков, как правило уменьшающихся по амплитуде. Позднее устанавливался стационарный уровень мощности.

Управление реактивностью реактора ВР-2М осуществляется двумя регулирующими, двумя импульсными и двумя импульсно-регулирующими стержнями. Сильная интерференция стержней и вносимая ею неопределенность в оценке возможной эффективности импульсных стержней создают значительные трудности в подборе стартового состояния реактора. В целях уменьшения влияния этого фактора при генерировании импульса на ВР-2М обычно соблюдается определенный порядок перемещения стержней.

Новые системы управления реакторами TRIGA, TREAT и ИГР. В аспекте управления импульсными, точнее, импульсно-статическими, реакторами TRIGA важна информация, содержащаяся в статьях Кэриве-ау [19] и Чесвоз [20]. Как сообщается, фирма "Дженерал атомикс" (США) разработала новое аппаратное оснащение и новую систему управления реакторами TRIGA – как прежних, так и новых экземпляров реакторов этого типа. В новых схемах использованы последние достижения в микропроцессорной технологии. Результатом является повышение безопасности, гибкости, простота в обращении, а также понижение стоимости системы управления. Это достигается благодаря:

- исключению большей части ручных логических данных;
- обеспечению автоматического или ручного режима управления реактором;
- обеспечению полного вывода на дисплей операционных данных в реальном времени;
- повторному выводу исторических операционных данных или на экран, или на печатающее устройство;
- устранению проблемы замены узлов схемы.

Система управления реактором снабжена несколькими независимыми компьютерами.

Информация о всех аспектах работы реактора выводится на пульт. Два цветных графических экрана показывают операционные данные в реальном времени в краткой и легко воспринимаемой форме. Эта информация сопровождается данными стеновых индикаторов, визуальной и звуковой сигнализацией. Экспонируемая на двух экранах информация может быть записана с целью хранения в архиве. Работа реактора может проигрываться как в реальном времени, так и в замедленном движении, что

требуется иногда в целях обзора и контроля последовательности операций.

Кроме того, в новой системе имеются два независимых дополнительных канала, гарантирующих безопасность реактора. Эти каналы собирают все текущие показатели операций, проводят диагностику состояний реактора и проверку калибровок с выводом результатов на экран и в печатающее устройство. Каналы могут также давать управляемые компьютером автоматические команды на заглушение реактора.

На основе реакторов типа TRIGA с указанным оснащением в "Дженерал атомикс" разработано высокоэффективное нейтронное радиографическое устройство. Пучковые трубы реактора ведут к массивным прочным структурам для установки и перемещения с помощью роботов элементов воздушно-технической техники.

Процесс нейтронной радиографии в установке предусматривает получение изображений в реальном времени, в близком к реальному времени и изображений пленочно-радиографических. Внедрение указанных программируемых и точно воспроизводимых методов вывода информации, изображений в реальном времени, технологии роботов в манипуляциях с громоздкими панелями отражает надежность и подлинную современность технического базиса разработанного устройства нейтронной радиографии.

Согласно докладу Уейда, Бхаттачария и др. [21] реактор Upgrade TREAT управляется системой, которая многое изменила в прежней системе управления TREAT. Новая система действует на основе трех независимых групп регулирующих стержней и состоит из источников энергии, приборов, логических элементов связи с приводами стержней, компьютеров, устройств накопления и показа информации.

Предусмотрены ручной и автоматический режимы управления. При ручном режиме регулирование реактивности производится с операционного пульта, размещенного в здании управления. В автоматическом режиме осуществляется управление только импульсными стержнями в режиме генерирования формируемого извне импульса. Система автоматического управления действует на основе компьютера, расположенного в реакторном здании. Эта система может быть задействована при ведущей роли административных инструкций.

Компьютерный контроллер в автоматическом режиме обеспечивает две версии управления приводами импульсных стержней. В первой версии импульсные стержни перемещаются в соответствии с заранее запрограммированной траекторией, во второй версии перемещение стержней зависит от текущих измерений реактивности, мощности, периода и энерговыделения. Контроллер использует при этом логарифмический канал измерения периода и линейный канал измерения мощности с авторанжировкой, охватывающий диапазон мощности от 1 кВт до 100 ГВт.

При ручном управлении быстрый ввод реактивности с помощью импульсных стержней запрещен.

Реактор ИГР предназначен для работы в режиме самогасящихся вспышек делений, в управляемом извне режиме профилированного импульса длительностью до сотен секунд и в комбинированном режиме. Основным является режим профилированного импульса, который, как и режим самогасящейся вспышки, начинается сообщением системе начального скачка реактивности.

Пусковым элементом, генерирующим вспышку делений, является подвижная часть АЗ. При пуске реактора она всегда поднимается до своего верхнего положения. В случае генерирования профилированного импульса в момент достижения максимума мощности начинают извлекаться компенсирующие стержни. При этом обеспечивается синхронное перемещение стержней по заданному закону.

При помещении в центральный канал ИГР больших объектов для облучений и петлевых устройств, как обычно, требуется тщательный контроль физических параметров реактора. Опыт эксплуатации ИГР показывает, что при использовании в системе контроля, управления и защиты реактора сигналов от штатных боковых ионизационных камер, расположенных на расстоянии больше 1 м от центрального канала, наблюдается различие между заданным и реализованным законами изменения мощности. Вследствие разницы между температурами нейтронов в месте расположения камер и канала и вследствие влияния перемещения стержней отношение тока камер к плотности потока нейтронов в канале может изменяться до 50% (см. статью Гусева, Ефанова и др. [22]).

Сказанное делает актуальной разработку оперативной системы контроля и управления плотностью потока нейтронов в ИГР с помощью внутризонных детекторов, устанавливаемых в центральном канале. Такая система разработана в НИКИЭТ (Россия). Ее основная задача заключается в обеспечении синхронного пространственно-временного контроля плотности потока нейтронов в канале в диапазоне 10^4 – 10^{17} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, а также в сборе и обработке информации с помощью ПЭВМ. В системе производится до 100 опросов всех детекторов при регистрации информации от импульсов длительностью 0,1–100 с [22].

В качестве детекторов используются триаксиальные малогабаритные камеры деления (КД) и комптоновские эмиссионные детекторы нейтронов (КЭДН). Диапазон измерений разбивается на три области: при плотности потока нейтронов 10^4 – 10^{11} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ используются КД в импульсном режиме работы, при 10^{10} – 10^{14} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ – КД в токовом режиме, при 10^{13} – 10^{17} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ – КЭДН в токовом режиме.

Работоспособность и приемлемые характеристики системы подтверждены испытаниями на ряде реакторных установок. На рис. 2 показано определенное с помощью разработанной системы изменение мощности твэла ВВЭР-1000 при динамическом ампульном испытании в ИГР.

Многоканальность указанной системы и автоматическая проверка работоспособности каждого

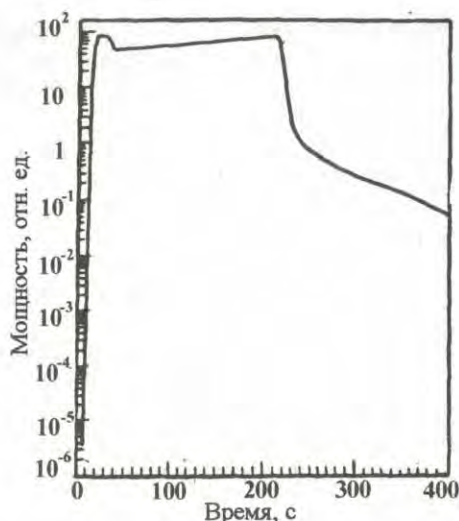


Рис. 2. Изменение мощности твэла ВВЭР-1000 при испытании в ИГР [22]

контроллера в цикле опроса обеспечивают высокую надежность ее в работе. Положительным свойством системы является и то, что благодаря модульности ее структуры и автоматическому выявлению неисправных элементов требуется лишь малое время на устранение неполадок.

2. ВОПРОСЫ БЕЗОПАСНОСТИ АИР

При проектировании и эксплуатации АИР много внимания уделяется задаче обеспечения ядерной безопасности каждой отдельной операции на реакторе и установки в целом. Специфика АИР в аспекте ядерной и радиационной безопасности заключается в свойственном этим устройствам обязательном выходе на короткое время в надкритическое по мгновенным нейтронам состояние и очень низком в сравнении с энергетическими реакторами уровне нарабатываемых продуктов деления и плутония.

АИР являются реакторами “нулевой” мощности и не предназначены для производства энергии. В этих установках энерговыделение за импульс ограничивается теплоемкостью и предельно допустимой температурой АЗ. В большинстве быстрых АИР суммарное число делений за год не превышает нескольких единиц на 10^{19} и практически не нарабатывается плутоний. За такое время в энергетическом реакторе РБМК-1000 происходит примерно в сто миллионов раз больше делений и накапливается до 140 кг плутония.

В отношении уровня наработки продуктов деления и плутония некоторым исключением среди АИР являются импульсно-стационарные реакторы, такие как TRIGA, способные работать длительное время на мощности в несколько мегаватт. Эти АИР, однако, как правило, отличаются очень большими коэффициентами гашения реактивности и большими

характерными временами разгона мощности. Собственно импульсный режим в них не приносит опасностей, отличных от таковых в стационарных исследовательских реакторах.

Характерный для АИР выход в надкритическое состояние приводит к возрастанию вероятности реакторных инцидентов, в особенности в АИР на быстрых нейтронах с их исключительно малыми временами разгона мощности и значительной по длительности операции "высвечивания" источников запаздывающих нейтронов, в течение которой реактор не чувствителен к изменениям в собственной конфигурации или в окружении. К счастью, однако, ввиду свойственного АИР низкого уровня продуктов деления постулируемые аварии на этих установках могут иметь лишь незначительные радиационные последствия.

Обычный стационарный реактор проектируется в целях работы на фиксированном уровне мощности в течение продолжительного периода. Стартовая аппаратура стационарного реактора используется относительно редко, а когда используется, то осуществляет лишь медленный ввод реактивности в целях перевода интенсивности делений от низкого начального до рабочего уровня. В этом случае поведение реактора при вводе реактивности полностью контролируется, и всегда имеется возможность выполнения обратного движения стержня, если уровень мощности или скорость ее роста станут слишком высокими.

Эксплуатация АИР предъявляет специфические требования к системе управления и защиты. В АИР избыточная реактивность вводится быстро. Последующий или сопутствующий вводу реактивности разгон мощности происходит стремительно, с периодами от десятков мс до 10 мкс. Обычные системы безопасности ввиду их относительной инерционности не в состоянии прервать этот разгон мощности или как-то изменить его (статья Стауна [23]).

Специфика проблем безопасности АИР наиболее ярко выражена в области быстрых реакторов. По этой причине именно к реакторам на быстрых нейтронах относится подавляющая часть работ по ядерной безопасности АИР (Стаун [23], Стрэттон [24], Де Ла Паз [25, 26], Аукас [27], О'Бриин [28], Питканен [2], Холанд [14], Петрин, Колесов и др. [29, 30], Петрин [31, 32], Пэтаноста и др. [33, 34], Шерпельц и Глисмейер [35], Каз и Шерпельц [36], Йинг, Менкай и др. [37], Цилин [38] и др.).

Инциденты при работе быстрых АИР. Энерговыделение за импульс в современных быстрых АИР изменяется примерно как квадрат начальной избыточной реактивности. По этой причине безопасность быстрых АИР в сильной степени зависит от точности воспроизведения заданной избыточной реактивности. Разница между начальными реактивностями нормального импульса и импульса с аварийным энерговыделением может составлять лишь несколько сотых долей $\beta_{\text{эф}}$. Весьма опасным этапом подготовительных операций в быстрых АИР является период "высвечивания" источников запаздывающих нейтронов, в течение которого могут остаться незаме-

ченными изменения в состоянии реактора (например, понизится температура АЗ, сместятся ближе к реактору облучаемые животные, выплеснется на реактор масло гидроприводов и т.п.).

Размещение облучаемых объектов вблизи АЗ приводит к увеличению реактивности АИР, к изменению пространственного распределения плотности потока нейтронов в АЗ и к изменению весов реактивности стержней управления. Опыт работ на реакторах показывает, что в целях гарантии безопасности это влияние необходимо учитывать во всех операциях на АИР. Для частичного исключения влияния облучаемых объектов на реактор применяются так называемые развязывающие экраны — слои из материалов, поглощающих нейтроны (Де Ла Паз [26]).

Экспериментальные программы испытаний на быстрых АИР включают облучение узлов, содержащих взрывчатые вещества. Специфика облучения таких узлов заключается в возможности инициирования химической взрывной реакции. В целях избежания опасных последствий этого взрыва большинство подобных опытов проводится в условиях размещения взрывчатого вещества в контейнере, способном сдерживать кинетическую энергию взрыва. Обычно к облучению допускаются лишь небольшие количества взрывчатых веществ.

Очень важным элементом системы управления в быстрых АИР является блок безопасности. Этот элемент содержит значительную часть массы АЗ. Сброс блока безопасности осуществляется в результате включения электрического тока в цепи удерживающего его электромагнита или под действием теплового удара в АЗ. Для заглушения реактора достаточно лишь небольшого смещения этого элемента.

Согласно информации О'Бриина [28] в течение 15 тысяч импульсов на быстрых АИР, произведенных до 1969 г., имели место лишь два инцидента, в которых АЗ были повреждены до такой степени, что их нельзя было отремонтировать. Еще в четырех импульсах наблюдались менее серьезные повреждения. Число инцидентов с энерговыделением ниже порога повреждений было в несколько раз больше. Во время инцидентов на быстрых АИР не наблюдалось травм или переоблучения персонала.

Инциденты, вопреки их общей негативной сути, играли важную роль в процессе совершенствования быстрых АИР. Многие важные улучшения в проектах и режимах работы быстрых АИР были прямыми следствиями инцидентов. Наиболее яркий пример — сброс блока безопасности под действием теплового удара в импульсе. Вначале это явление трактовалось как некая аномалия в поведении АИР.

В указанном докладе О'Бриина обсуждены 10 типичных инцидентов на быстрых АИР. По классификации автора доклада инциденты на быстрых АИР распадаются на категории инцидентов, связанных с процедурными ошибками персонала, с дефектами проектов и с экспериментами по облучению объектов. Два из 10 рассмотренных в докладе типичных инцидента относятся к процедурным ошибкам, три — к дефектам проектов и пять — к облучениям объектов.

Один из процедурных инцидентов произошел на стадии калибровки блока безопасности. Блок безопасности выводился небольшими шагами, а регулирующие стержни вводились на каждом шаге с целью восстановления запаздывающей критичности. Было достигнуто состояние, близкое к критическому, с полностью введенными импульсным и регулирующими стержнями. Уровень потока, однако, был столь низок, что осталось неясным критичен ли реактор в действительности. Начальник эксплуатационной группы в целях ускоренного выхода на более высокий уровень потока нейтронов вернул реактор к одной из предшествующих конфигураций, в которой можно было выходить в надкритическое состояние. Подняв поток нейтронов, он пытался вернуться к неопределенной конфигурации и при этом в обход запретов и при молчаливом согласии двух других членов эксплуатационной группы задействовал пневматический подъем блока безопасности при введенном импульсном стержне и лишь частично выведенных регулирующих стержнях. (Подъем блока разрешался только при полностью выведенных импульсном и регулирующих стержнях.)

В этой операции могла быть создана надкритичность по мгновенным нейтронам на уровне 0,40 $\beta_{\text{эф}}$. Лишь благодаря случайности – преждевременному инициированию импульса – было реализовано только 0,15 $\beta_{\text{эф}}$. Последовавший импульс повредил несколько деталей АЗ. Если бы не произошло преждевременного инициирования импульса, реактор был бы разрушен полностью.

Прямой причиной инцидента было "волевое" отклонение начальника эксплуатационной группы от предписанной процедуры. Весьма озадачивает также пассивное поведение других членов группы.

Один из инцидентов, связанных с дефектом в проекте, произошел из-за неблагоприятной зависимости реактивности импульсного стержня от его перемещения. Максимальный вклад импульсного стержня в реактивность АИР достигался не в конечном положении, а на подходе к нему и превышал вклад в конечном состоянии более чем на 0,1 $\beta_{\text{эф}}$. В течение ~ 30 импульсов этот дефект не проявлялся, так как импульс делений в реакторе инициировался при конечном положении стержня. В инцидентной вспышке инициирование импульса имело место во время прохождения стержня через положение максимального вклада в реактивность. Результатом было сильное повреждение реактора.

Примером инцидента, связанного с облучательными опытами, может служить эксперимент с облучением большого замедляющего объекта, размещенного вблизи АЗ, и второго объекта, размещенного в канале импульсного стержня. Импульсный стержень был удален, а его функции переданы блоку безопасности. Во время операции, предшествующей вводу блока безопасности, произошло малое смещение большого объекта. В итоге была инициирована вспышка, по числу делений в 12 раз превысившая ожидаемый импульс и имевшая следствием сильное повреждение АЗ.

Другие аспекты безопасности АИР. Административный регламент работ на АИР. При анализе безопасности быстрых АИР рассматриваются также обычные импульсы с аномально высокими числами делений. Некоторые повреждения АЗ в виде растрескивания топливных деталей могут возникать в неаварийных условиях при скачках температуры топлива выше 400 °С. Наличие трещин в топливных деталях необязательно снижает работоспособность реактора, пока детали не утрачивают первоначальной целостности вследствие распада на фрагменты (Де Ла Паз, статья [25]).

В целях предохранения от коррозии и удержания продуктов деления топливо быстрых АИР обычно снабжается металлическим покрытием или герметичными чехлами. Наиболее часто используют ионное напыление алюминия, никелевое или медно-никелевое покрытие (Холанд, доклад [14]).

Металлические покрытия и чехлы при высоких температурах могут вносить некоторые осложнения в работу АИР. Ионно-алюминиевое покрытие на SPR-II растрескалось по кругу на внешней поверхности одного из дисков до того, как в нем появилась трещина. Поскольку трещина проходила в таком месте, что не могла быть приписана действию слишком больших напряжений или температурных эффектов, было сочтено, что ее возникновение связано с коррозией или, возможно, с водяными парами.

Никелевое покрытие на топливных дисках и хромовый блеск поверх никеля на регулирующих стержнях реактора HPRR в течение нескольких лет сохранялись в хорошем состоянии. Но в 1964 г. покрытие на резьбе некоторых уран-молибденовых болтов облетело, и это привело к заземлению одного из болтов в нижнем топливном диске. Болты с поврежденным покрытием и нижний топливный диск были очищены и заново покрыты никелем, а болты, кроме того, еще и золотом поверх никеля.

Никелевое покрытие на урановых регулирующих стержнях реактора Super KUKLA слегка сморщилось под воздействием температуры максимального импульса, равной 500 °С.

В реакторе APRFR использовалось как алюминиевое, так и никелевое покрытие. Алюминиевое покрытие оказалось более стойким, чем никелевое. Детали АЗ реактора БАРС-1 покрыты никелем толщиной 40 мкм. Детали АЗ БАРС-2 имеют трехслойное никель-медно-никелевое покрытие, стойкое до 500 °С.

В быстрых АИР ВНИИЭФ, Россия, – БИР-2, БР-1, ГИР-2, БР-К1 – герметизация топливных деталей осуществляется с помощью антикоррозионных стальных чехлов или корпусов. Указанные чехлы служат надежным средством защиты топливных деталей от коррозии и утечки продуктов деления, а также средством реализации безударных вариантов крепления АЗ.

Каких-либо осложнений в аспекте безопасности или дополнительных ограничений в режимах эксплуатации АИР чехлы ранее не вносили. Однако в последние годы в связи с запуском бустер-реактора БР-К1 разработчики этой установки столкнулись

с явлением коробления чехлов при высоких температурах АЗ. Этот негативный фактор заставил заметно снизить параметры номинальных импульсов в бустер-реакторе, а именно поставить условие, что скачок температуры АЗ в импульсе не должен превышать 200 °С.

Причины более острого в сравнении с другими АИР ВНИИЭФ проявления в данном случае отрицательных последствий деформаций чехлов заключаются в геометрии АЗ бустер-реактора БР-К1, имеющего форму цилиндра с горизонтальной ориентацией оси, в предписываемом указанной геометрией движении некоторых блоков регулирования вдоль плоских, наиболее подверженных выпучиванию и короблению поверхностей чехлов, в больших габаритах последних (Колесов и Хоружий, статья [39]).

Топливные детали АЗ быстрых АИР во многих случаях претерпевали повреждения. При наличии повреждений в топливном материале или покрытии топлива обычно возникает проблема радиоактивных загрязнений. Загрязнения иногда отмечаются и без указанных повреждений.

Загрязнения стали весьма реальной проблемой на АИР SPR-II после того, как в топливе появились трещины. Проблема преодолевалась в два этапа. Во-первых, охлаждающий воздух, прокачиваемый через щели под кожухом, проходил через фильтр из древесного угля. Фильтр минимизировал загрязнение, но не исключал его полностью. Вторым этапом явилась установка трехъярусного фильтра из стекловолокна, бумаги и активированного древесного угля в вытяжной системе реакторного зала. Эти фильтры практически полностью исключали проблему загрязнения окружающей среды (Холанд, доклад [14]).

Недавно опубликованы данные по измерениям радиоактивных загрязнений, вносимых в окружающую среду быстрым реактором APRFR (США) при нормальной его работе (доклады Шерпельца и Глисмейера [35], Кази и Шерпельца [36]). Измерения выполнены в связи с выраженной озабоченностью относительно генерируемых в реакторе радионуклидов, потенциально способных распространяться в воздухе и облучать окрестное население.

Реактор APRFR может работать в импульсном или стационарном режиме, внутри или вне здания. Топливные детали АЗ реактора имеют металлическое покрытие. Охлаждение АЗ осуществляется или сжатым воздухом, или парами жидкого азота. Охлаждающий газ протекает через АЗ и удаляется из нее через каналы на дне реакторного кожуха. Реакторное здание оборудовано вентиляционной системой с забором воздуха извне и выпуском его через трубу высотой 29 м после прохождения через фильтры НЕРА. Контроль выхода йода осуществляется с помощью ловушки из древесного угля.

В среднем за год в реакторе генерируется примерно $6 \cdot 10^{19}$ делений. Около половины этих делений производится вне здания. Радиус закрытой территории вокруг реактора равен примерно 1,4 км, расстояние до ближайшего населенного пункта – около 2 км.

В целях взятия проб и образцов для анализа весь поток охлаждающего газа из кожуха затягивался в широкую трубу. Извлекались образцы и пробы трех типов. Радиоактивные частицы отбирались с помощью фильтров НЕРА, йод и поглощаемые газы – с помощью фильтров из активированного угля, инертные газы – путем взятия проб охлаждающего газа.

В дополнение к радионуклидам, производимым в АЗ, учитывались также продукты активации воздуха. Газ, используемый для охлаждения реактора, проходит через фильтры. Но воздух, окружающий реактор, не фильтруется, в особенности при работе вне здания. Воздух в месте расположения APRFR содержит небольшие количества частиц грунта (пыль) и морских солей, активность которых дает заметный вклад в полный источник радионуклидов, связанный с работой реактора. Принималось, что 1 м³ воздуха содержит 40 г грунта и 2 г морских солей.

Идентификация нуклидов и измерение их активностей выполнялись на γ -спектрометре.

Опыты проводились в двух импульсных и в двух стационарных пусках реактора. В результате измерений было идентифицировано около семидесяти радионуклидов, включая продукты деления, актиниды и продукты активации, и определены вносимые каждым нуклидом радиоактивности в кюри на 1 кВт-мин энерговыделения в реакторе. Полученные экспериментальные данные использовались затем в диффузионной модели воздушного переноса радиоактивности в целях определения доз за пределами реакторной территории, вносимых в отдельности каждым радионуклидом.

Данные указанных измерений позволили также определить долю выхода из реактора осколков деления. При этом полное количество радионуклидов, генерируемых работающим реактором, находилось с помощью расчетов.

Полученные средние значения относительных выходов радионуклидов приведены в табл. 1. В качестве общего относительного выхода радионуклидов в реакторе APRFR может быть принято значение 10^{-5} .

Выход продуктов деления в импульсном режиме получен в два раза более высоким, чем в стационарном режиме. Это отличие выходов по мнению авторов доклада [36] может быть приписано влиянию встряхивания реактора в результате термомеханического удара в импульсе.

Таблица 1

Средние относительные выходы радионуклидов в реакторе APRFR [36]

Вид радионуклидов	Режим работы реактора		Общее значение
	Импульсный	Стационарный	
Продукты деления	$(9 \pm 7) \cdot 10^{-6}$	$(4 \pm 2) \cdot 10^{-6}$	$(6 \pm 5) \cdot 10^{-6}$
Инертные газы	$8 \cdot 10^{-5}$	$9 \cdot 10^{-5}$	$(8 \pm 1) \cdot 10^{-5}$
Уран	$9 \cdot 10^{-7}$	$7 \cdot 10^{-8}$	$(3 \pm 0,5) \cdot 10^{-7}$
Плутоний	0	0	0

Результирующая полная тканевая доза на расстоянии 1,4 км от реактора получена равной $2,3 \cdot 10^{-5}$ мГр. Соответствующая доза от йода составляет $5,1 \cdot 10^{-6}$ мГр. Стандарты США по эмиссии радионуклидов в окружающую среду требуют, чтобы эффективная эквивалентная доза от установок в населенных местах не превышала 0,1 мГр и от йода 0,03 мГр в год. Таким образом, дозы от переносимой воздухом радиации от APRFR на границе реакторной территории на 4 порядка ниже их допустимых уровней.

Опубликованы также результаты измерений и расчетных оценок воздействия на окружающую среду китайского быстрого АИР CFBR-II при работе в нормальном импульсном режиме и при максимальной возможной аварии (МВА) (доклад Цилина [38]).

С помощью SF_6 моделировалась утечка из здания переносимой воздухом радиоактивности. На основе анализа проб определялось количество продуктов деления в воздухе реакторного зала при нормальной работе установки. В результате этих измерений было установлено, что в первые 10 ч скорость утечки составляет $8,5 \cdot 10^{-5}$ ч⁻¹ и что эквивалентная (He) доза, воспринимаемая человеком за год (100 импульсов по $1,1 \cdot 10^{16}$ делений в каждом), на расстоянии от реакторного здания 0,1; 1 и 3 км равна соответственно $3,5 \cdot 10^{-7}$; $1,45 \cdot 10^{-8}$ и $6,8 \cdot 10^{-11}$ мЗв.

Анализ проб воздуха, грунта и речной воды на содержание α -, β -активности на расстояниях 100 и 350 м от здания дал показания, по существу не отличающиеся от фона.

Оценены также радиационные последствия МВА, сопровождаемой полным плавлением и частичным испарением материала АЗ (число делений в МВА равно $1 \cdot 10^{18}$). Доза, воспринимаемая при МВА оператором, находящимся в реакторном здании в течение 10 мин, получена равной $3,8 \cdot 10^{-2}$ Зв. Расчет дозы, получаемой при МВА за пределами реакторного здания, проводился в предположениях:

- все продукты деления, генерированные в МВА, полностью поступают в окружающую среду;
- до МВА на реакторе генерировано 500 номинальных импульсов;
- доля летучей радиоактивности, связанной с выгоранием урана, составляет $8 \cdot 10^{-4}$.

В указанных условиях воспринимаемая человеком на расстояниях 0,1; 1; 3 и 5 км эквивалентная (He) доза получена равной 6,5; 0,27; 0,15 и 0,115 мЗв. Таким образом, один из членов персонала реактора, находящийся при МВА на расстоянии 100 м от реакторного здания, получит дозу 6,5 мЗв, а житель на расстоянии 1 км – 0,27 мЗв. Эти дозы составляют соответственно 13% предельной годовой дозы оператора и 27% дозы от естественного фона.

На основании выполненных измерений и расчетов в докладе [38] сделан вывод о превосходных возможностях реакторного здания в отношении экранирования радиации и удержания радиоактивности и о незначительности радиационного воздействия CFBR-II на окружающую среду даже в случае МВА.

Детальный анализ других аспектов безопасности реактора CFBR-II выполнен в докладе Йинга, Менкая и др. [37].

Причиной возможных аварий на этом АИР может быть ввод повышенной реактивности вследствие ошибок персонала, плохой повторяемости приводных элементов и неправильного срабатывания измерительной аппаратуры. В докладе перечислены 12 типов возможных источников добавочной реактивности. Верхний безопасный предел избыточной реактивности по мгновенным нейтронам и число делений в быстропеременной части импульса в CFBR-II определены равными 0,16 $\beta_{\text{эф}}$ и $3 \cdot 10^{16}$. Значения этих величин в максимальном рабочем импульсе приняты равными 0,09 $\beta_{\text{эф}}$ и $1,1 \cdot 10^{16}$.

Наиболее вероятный инцидент на CFBR-II (вероятность $1,2 \cdot 10^{-3}$) может произойти вследствие связанной с неточностью обработки поверхностей неповторяемости в характере смыкания блока безопасности с неподвижной средней пластиной реактора. В этом инциденте, если он произойдет, уровни температуры, механических напряжений в АЗ и внешние дозы радиации будут незначительными. Работоспособность реактора будет быстро восстановлена.

Число делений в МВА на CFBR-II определено равным $1 \cdot 10^{18}$. О радиационных последствиях этой аварии, также весьма незначительных, говорилось выше.

В первой половине 80-х годов в Сандийской национальной лаборатории США произведены изменения в процедуре экспериментальных работ на АИР SPR-II и SPR-III, в обслуживании этих установок, а также модифицированы общие для этих АИР стенд и помещение. Цель этих изменений – снижение доз, воспринимаемых персоналом реактора (доклад Филбина и Луэры [40]).

В рамках указанного мероприятия были введены персональные защитные экраны, используемые при обслуживании реактора, материал существовавшего перекрытия реакторного помещения заменен борсодержащим бетоном, подобрано малоактивируемое покрытие поверх бетонного пола в виде 8-сантиметрового слоя также из борсодержащего бетона, установлена высокая ремонтная платформа и др. Введен и ряд изменений в административном регламенте операций на АИР, подобных требованию о приурочивании работы реакторов в стационарном режиме к концу недели, с тем чтобы наведенная радиоактивность спадала в выходные дни. В результате всех этих мер доза, получаемая персоналом, снижена на 33%.

На SPR-II используется дистанционно управляемое устройство загрузки и выгрузки облучаемых узлов. Узлы могут загружаться в трубу экспериментального стенда с помощью "руки" манипулятора, расположенного в смежном помещении. Экспериментальный стенд установлен на платформе, перемещаемой по колее. В целях загрузки трубы с узлом в осевую полость реактора платформа дистанционно ставится над реакторным углублением, и реактор

при подъеме снимает экспериментальный стенд. Платформа затем отводится из зала [41].

Выгрузка узла из реактора производится путем повторения указанных операций в обратном порядке.

Возвращаясь к вопросу о безопасности быстрых АИР вообще, следует отметить, что безопасность этих устройств можно существенно повысить путем применения пролетного режима генерирования импульса. При этом режиме импульсный стержень не останавливается в АЗ, а пролетает через нее. В варианте пролетного режима с присутствующим в АЗ сильным источником нейтронов отпадает необходимость опасной фазы высвечивания предшествующих запаздывающих нейтронов. Указанный режим генерирования импульса был успешно испытан на АИР БИР-2 и БИГР и включен в число штатных режимов на БИГР.

На реакторах БИР-2 и БИГР проводились также опыты по одновременной нейтронно-температурной динамике быстрых АИР. Эти опыты дали ответ на существенный в аспекте безопасности вопрос о поведении быстрого АИР в случае отказа всех средств управления и аварийной защиты, а именно на вопрос: при каких входных параметрах генерирования импульса реактор в состоянии сохранить работоспособность в условиях отказа всех органов управления и аварийной защиты и невозможности в течение длительного времени ввести каким-либо образом отрицательную реактивность и заглушить его. Было получено, что безопасность реакторов БИР-2 и БИГР обеспечивается автоматически без использования регулирующих и аварийных устройств, только за счет внутреннего гашения реактивности, если начальный период разгона мощности в БИР-2 > 15 с (начальная реактивность $< 0,33 \beta_{\text{эф}}$) и в БИГР > 34 с (начальная реактивность $< 0,20 \beta_{\text{эф}}$) (Кувшинов и др. [42]).

В применении к быстрым АИР следует иметь в виду, что, если импульс в быстром АИР начался, окончание его зависит только от внутренних гасящих механизмов. Ни одна из известных электромеханических систем защиты реакторов не обеспечивает скоростей вывода реактивности, достаточных для эффективного изменения параметров быстропеременной части импульса делений.

Действия по предотвращению аварий в быстрых АИР по необходимости должны быть превентивными. В этой связи в области быстрых АИР очень важна роль административных мер безопасности. Наложение строгих административных правил управления всеми операциями на АИР является единственным средством ограничения реактивности, которая может быть произвольно добавлена в процессе генерирования импульса.

Роль административного регламента работ на АИР заключается (Де Ла Паз, статья [25]) прежде всего:

- в отборе и утверждении персонала реактора;
- в распределении обязанностей среди участников персонала;

- в утверждении рабочих процедур в нормальных и постулируемых аварийных условиях, обязательных для выполнения персоналом.

Ни одна из операций на реакторе не должна продолжаться, если кто-то из персонала имеет сомнение относительно ее безопасности. Комплектация группы персонала хорошо тренированными, квалифицированными специалистами является абсолютным требованием безопасности работы на реакторе. Программы, осуществляемые на многих АИР, включают тренировки как часть начальной аттестации персонала и как постоянный процесс, требуемый для поддержания хорошей формы операторов.

Быстрые АИР в соответствии с их спецификой находятся в управлении администрации институтов и лабораторий и располагаются внутри изолированных территорий. Ввиду низкого содержания продуктов деления ограничительные условия в отношении постулируемых аварий определяются в основном требованиями безопасности персонала реактора, а не окрестного населения. Тем не менее, как это отмечалось и ранее, разумная дистанция от места расположения реактора до населенных пунктов обязательно выдерживается.

Во всех странах, эксплуатирующих быстрые АИР, административным мерам придается очень важное значение. Набор строгих административных мер, упорядочивающих и регламентирующих операции на реакторе, выполняется, например, на китайском АИР CFBR-II и французском CALIBAN. На реакторе CFBR-II, согласно докладу Вувена и Джинвена [43], установлена компьютерная система безопасности. Основные функции этой системы заключаются в том, чтобы заставлять персонал реактора точно выполнять предписания инструкций, контролировать состояние оборудования установки и осуществлять измерения периода разгона мощности при одновременной обработке данных измерений. Система компьютерного управления реактором CFBR-II разрешает старт только в том случае, если персонал выполнил все требования административных правил.

Как говорится в докладе Шевалье и др. [44], административные правила эксплуатации АИР во Франции становятся все более и более ограничительными. Утечка за пределы реакторного зала продуктов деления или n, γ -радиации не допускается. Недавно была пересмотрена методика анализа безопасности с помощью метода "дерева ошибок", выделены аппаратура, узлы и параметры, важные для безопасности, и определен санкционированный диапазон значений каждого из параметров. Регламент работ запрещает выход за их пределы, нарушение этого запрета рассматривается как инцидент или даже авария, относимые к ведению службы безопасности.

Методы анализа безопасности быстрых АИР. В докладе Пэтаноста и др. [33] отмечается возрастающее внимание в США к вопросам анализа безопасности быстрых АИР и возможных аварийных сценариев. В докладе суммируются итоги недавних работ разных лабораторий США в этой области.

В США работа каждого быстрого АИР регулируется отчетом по анализу безопасности (Safety Analysis Report). Этот отчет является обширным документом, описывающим местоположение реактора, сам реактор, систему управления, процедуру калибровок и риск, связанный с эксплуатацией установки. Отчет служит базой для нескольких других документов, включающих планы эвакуации в случае аварии и технические требования безопасности, формально называемые техническими спецификациями.

Отчеты по анализу безопасности составляются в соответствии со стандартом Американского ядерного общества. Стандарт определяет формат отчета и характер включаемой в него информации. Второй стандарт того же общества служит руководством по определению границ реакторной территории. Расстояние от границ до реактора должно обеспечивать резерв времени, достаточный для эвакуации населения в случае аварии. Этот стандарт дает дополнительные ориентиры по допустимым дозам внутри реакторной территории.

Одним из наиболее важных разделов отчета по анализу безопасности является раздел анализа аварий. В этом разделе описываются варианты возможных аварий и их последствия, дается качественная оценка риска и проводится количественный анализ последствий для самого реактора, реакторного персонала и населения.

При анализе безопасности внимание в основном концентрируется на двух классах аварий:

- на малых операционных сбоях, в которых или совсем не выделяется, или выделяется лишь малое количество радиоактивности;

- на МВА – максимальной возможной аварии (Maximum Credible Accident – МСА), постулирующей худший сценарий, не исключающий опасности для населения.

Первый класс аварий связан с вводом излишней реактивности каким-то из стержней управления, с природными бедствиями типа пожара, наводнения или землетрясения. Согласно взглядам авторов доклада [33], последствия аварий первого класса незначительны и вполне могут быть ограничены пределами реакторного помещения.

Аварии второго класса (МВА), вообще говоря, не являются реально возможными авариями. Они представляют собой лишь абстрактные порождения очень консервативных предположений, имеющих целью определение таких параметров установки, как толщина защиты и радиус закрытой реакторной территории.

МВА обычно характеризуется полным числом делений за вспышку. Последствия МВА могут заключаться в повреждении реактора, локальном плавлении и частичном испарении материала АЗ с выходом радионуклидов в реакторный зал и на окрестную территорию. Именно МВА, несмотря на их исключительно малую вероятность ($< 10^{-6}$ за год), определяют границы допустимых операций и экспериментов на реакторе. Кроме того, они существенно влияют на уровень аттестованной максимальной

дозы за пределами реакторной территории и на характер мер в случае возникновения аварии.

Оценка масштаба МВА связана не с анализом физических процессов в работе АИР, а с предельным ресурсом потенциальной реактивности, определяемой конструкцией перемещаемых элементов управления и самой системой управления АИР. При этой оценке просто постулируется ввод наличной избыточной реактивности без указания инициатора события. В действительности, конечно, реализация наличной реактивности требует наложения многократных ошибок оператора, повреждений в системе управления и нарушений в административном контроле.

Преднамеренные действия людей по инициированию аварии из рассмотрения исключаются.

Используемые при оценке масштаба МВА расчетные методики исключительно консервативны. Смягчающая аварийный режим вероятность преждевременного инициирования вспышки не учитывается. Моделирование проводится отдельно для каждой фазы аварийного процесса. Расчеты сопровождаются необходимыми экспериментами.

Данные об энерговыделении во вспышке при условиях полного ввода максимальной оцененной реактивности и отсутствия действующих защитных систем поставляют расчеты с помощью нейтронно-гидродинамической программы, описанной в докладе Пэтаносты, Иейгазы и др. [34]. После определения энерговыделения во вспышке решается задача о выходе продуктов деления. Характер распространения радионуклидов в атмосфере определяется с помощью стандартной модели атмосферной диффузии.

Результат оценки потенциальной реактивности и выходы делений в МВА на действующих быстрых АИР США приведены в табл. 2.

Таблица 2

Параметры МВА в действующих быстрых АИР США [33]

АИР	Реактивность по мгновенным нейтронам, $\beta_{эф}$	Число делений
APRFR	0,25	$3 \cdot 10^{18}$
Godiva-IV	0,40	$1,7 \cdot 10^{18}$
MoLLY-G	0,25	$1 \cdot 10^{18}$
SPR-II	0,40	$3 \cdot 10^{18}$
SPR-III	–	$4,1 \cdot 10^{18}$

МВА с приведенными в табл. 2 параметрами не производят взрывного разброса реактора, хотя и вызывают локальное плавление топлива. Этим параметрам не противоречат показатели большой реальной вспышки с числом делений $6,1 \cdot 10^{17}$, имевшей место на быстром АИР APRFR. В указанной вспышке частично расплавился блок безопасности и возникли трещины в средних топливных дисках. Вспышка вывела из строя и загрязнила установку, но реакторное здание при этом осталось неповрежденным.

В новых отчетах по анализу безопасности быстрых АИР Лос-Аламоса, Сандиа, Абердина и Уайт Сэндз в США вопросам возможных аварий уделяется повышенное внимание. Отражением этого является разработка в Лос-Аламосе средств анализа инцидентов в различных растворных и металлических критических сборках (доклад Пэтаносты и Хетрика [45]) и указанной выше нейтронно-гидродинамической программы расчетов [34]. С этим связаны и выполненные на Абердинском испытательном полигоне совместно с Тихоокеанской северо-западной лабораторией измерения выхода продуктов деления из топлива быстрого АИР [35, 36].

Серьезное внимание развитию методов анализа безопасности быстрых АИР уделяется также в России, особенно во ВНИИЭФ (работы Петрина [31, 32], Петрина, Колесова и др. [29, 30]). Начиная с 1987 г. во ВНИИЭФ применительно к быстрым АИР наряду с детерминистскими методами оценки аварий стали использовать вероятностный анализ.

Основой развитого во ВНИИЭФ вероятностного метода анализа безопасности является рассмотрение сценариев аварийных ситуаций с учетом возможных ошибок персонала и отказов оборудования, физических свойств установки, особенностей ее конструкции, системы управления и защиты. Учитываются также регламенты обслуживания и возможные внешние воздействия техногенного характера или воздействия, связанные с природными явлениями и стихийными бедствиями (Петрин, Колесов и др. [29, 30], Петрин [31]).

Вероятностный анализ безопасности широко используется в ядерной энергетике как в России, так и в других странах. Описанию этого метода и его применения посвящены многие работы. Наиболее подробно метод описан в книге Бахметьева и др. [46].

При проведении анализа используются логические диаграммы ("деревья событий", "деревья отказов") и аналитический аппарат для нахождения реакций системы на различные комбинации исходных событий и отказов.

Основной источник неопределенностей в оценках вероятностей аварий, как правило, связан с вариациями показателей надежности персонала. В какой-то степени он преодолевается путем использования в соответствующих критериях верхних границ оценок при заданном уровне доверительной вероятности. Нередко используются доверительные оценки в консервативных приближениях, завышающие реальный риск радиационного поражения персонала и населения при ядерных авариях. В частности, предполагаются самые неблагоприятные метеоусловия и условия облучения людей, завышается выход продуктов деления в окружающую среду через проемы в защитной оболочке.

В качестве основных ориентиров при указанном анализе безопасности АИР приняты максимальная проектная авария (МПА) и максимальная гипотетическая авария (МГА).

Под МПА понимается ядерная авария, соответствующая максимальному возможному энерговыделению, реализуемому при вводе максимального воз-

можного значения реактивности или других подвижных устройств из состава оборудования реактора, включая экспериментальные образцы, вследствие ошибок персонала или отказов оборудования при сопутствующем фоне нейтронов.

Под МГА понимается ядерная авария с наибольшим возможным энерговыделением, реализуемым вследствие преднамеренных действий людей, стихийных бедствий, транспортных катастроф и т.п. При выявлении моделей МГА используются детерминистские методы оценок.

Цели анализа безопасности АИР заключаются в оценке масштабов последствий МПА и МГА, в определении достаточности мер, принятых для обеспечения безопасности персонала и населения, и в выявлении возможных путей снижения масштабов аварий.

В процессе выявления МПА проводится вероятностный анализ безопасности для всей совокупности моделей аварийных ситуаций с учетом особенностей конструкции, системы управления и защиты, условий эксплуатации и физических характеристик АИР. Для каждой из моделей аварийных ситуаций определяются исходные события и пути возможной реализации аварий.

В качестве исходных событий используются отдельные ошибки персонала, поломки оборудования, внешние воздействия техногенного характера. Совокупность событий, приводящих к аварийной ситуации, представляется в виде логической схемы ("дерева отказов"), увязывающей факт аварии с единичными событиями, являющейся, по существу, сценарием аварии.

Исходя из структуры "дерева отказов" оценка значения вероятной частоты j -й аварийной ситуации P_j проводится по формуле

$$\bar{P}_j \approx N \cdot \sum_i a_i \prod_k P_k,$$

где N – частота пусков за год; P_k – вероятность k -го независимого события (корня "дерева отказов") в расчете на один пуск реактора; a_i – численные коэффициенты i -й подгруппы событий, характеризующие количество совпадающих по форме ветвей "дерева отказов".

С учетом распределения P_k и их средних значений с помощью метода Монте-Карло вычисляется значение верхней доверительной границы частоты j -й аварийной ситуации P_j при доверительной вероятности 0,99. К проектным авариям относятся те ситуации, для которых значение $P_j \geq 10^{-7}$ за год.

Для каждой из отобранных проектных аварий оценивается избыточная реактивность $\Delta\rho$, которая может быть введена с помощью стержней или вспомогательных устройств. При этом учитываются стохастический характер данной величины и вероятность преждевременного инициирования вспышки. Рекомендуются использование следующей формулы, полученной в предположении линейного характера ввода реактивности:

$$\rho = b\sqrt{a/S},$$

где a – скорость ввода реактивности, c^{-1} ; S – интенсивность источников нейтронов в АЗ, c^{-1} ; b – численный коэффициент, зависящий от P_j . Значения коэффициента b приведены в табл. 3.

По выполнении указанных операций выделяется ситуация с максимальным значением $\Delta\rho$, которой и соответствует МПА. Далее детерминистскими методами оценивается возможное энерговыделение в аварии и его тротиловый эквивалент. Оценивается стойкость реакторного зала, масштабы выброса продуктов деления и делящихся материалов в смежные помещения и окружающую среду, составляется прогноз радиационной обстановки на местности.

Таблица 3

Значения коэффициента $b = f(P_j)$

P_j , 1/год	менее 10^{-5}	10^{-5} – 10^{-4}	10^{-4} – 10^{-3}	10^{-3} – 10^{-2}	более 10^{-2}
b	3,3	4	4,7	5,2	5,7

По совокупности полученных результатов формулируется вывод о безопасности АИР и достаточности принятых мер по локализации последствий МПА. Если АИР не удовлетворяет этому требованию, возвращаются к анализу с целью выявления слабых звеньев в системе мер безопасности и поиска путей снижения опасности установки.

При оценке масштабов последствий МГА проводятся следующие процедуры:

- выбираются модели гипотетических аварий исходя из особенностей конструкции АИР и возможных механизмов ввода реактивности;

- находится та модель, при которой может быть введена максимальная реактивность. Дальнейшие процедуры совпадают с таковыми в МПА.

С помощью рассмотренной методики были выполнены оценки масштабов последствий МПА и МГА для 10 АИР, в том числе для всех действующих во ВНИИЭФ быстрых АИР с металлической АЗ. Использовались консервативные предположения о выбросе в окружающую среду всех продуктов деления и распространении их в наименее благоприятных метеоусловиях в сторону жилой зоны.

Анализ показал, что по масштабам возможных аварий АИР отличаются друг от друга. Связано это как с физическими особенностями конкретных реакторов, так и с особенностями их конструкции, а именно с отличием времен жизни нейтронов, скоростей ввода реактивности реальными стержнями и блоками, способов генерирования импульсов, отражателей и т.п. Были выявлены конкретные недостатки в системе управления и защиты, конструкции реакторов и процедуре их обслуживания.

К наиболее частым упущениям следует отнести недооценку вероятности опасных отклонений при выполнении персоналом рутинных вспомогательных операций на этапе подготовки реактора к пуску. Устранение этих недостатков позволило снизить масштабы энерговыделения при МПА в такой мере, что ни для одного из АИР невозможна авария, при-

водящая к разрушению реакторного зала. Масштабы МГА таковы, что не потребуются эвакуация населения при любой запроектной аварии на любом из АИР. Все рассмотренные АИР удовлетворяют критериям ядерной безопасности.

Исследования по безопасности АИР на тепловых нейтронах. Исследования по безопасности растворных и других типов АИР на тепловых нейтронах проводятся начиная с 50-х годов. Эти исследования не менее интенсивны, чем аналогичные в области быстрых АИР, к тому же они определенно систематичнее последних. Однако их целевой ориентацией была безопасность не столько собственно АИР, сколько реакторов и критических сборок вообще. Имеются в виду прежде всего обширные кинетические эксперименты на растворных АИР и критических сборках, на реакторах типа SPERT и преднамеренные разрушительные вспышки делений в реакторах.

Цель исследований по программе KEWB в Лос-Аламосской национальной лаборатории США заключалась в определении свойств безопасности водных гомогенных реакторов типа “water boilers”, по программе CRAC в Лаборатории критичности в Вальдуке, Франция, – в получении данных для оценки последствий надкритических аварий с различными растворами уранил-нитрата. В результате экспериментов по этим программам и исследований на реакторах Supo, HRE, SHEBA, ВИР, ИИН, SILENE получены убедительные свидетельства высокой безопасности растворных систем.

На основании экспериментов CRAC было показано, что, несмотря на широкий интервал изменения геометрий растворныхборок, максимальные числа делений на единицу объема раствора в большом диапазоне скоростей ввода реактивности могут быть привязаны лишь к объему раствора. Были тщательно исследованы различные аспекты вопроса о риске радиационного облучения персонала в аварийных вспышках. Полученная информация обеспечивает весьма точную оценку доз, связанных со вспышками делений в растворе уранил-нитрата, и может служить базой для оперативного определения пространства эвакуации, риска прямого облучения персонала, работающего с критической сборкой, и тех доз, которые может получить персонал аварийной команды на послеаварийной стадии.

Разносторонние данные по параметрам импульсов делений, радиолизу воды и т.п., полученные в указанных экспериментах, способствовали успешной разработке расчетных моделей и алгоритмов, позволяющих с хорошей точностью воспроизводить переходные процессы в растворных системах и надежно оценивать максимальное энерговыделение в аварийных вспышках.

Важная информация об уровнях энерговыделения в реакторах до их полного заглушения была получена при наблюдении экспериментальных разгонов АИР TRIGA, TREAT и SPERT. В результате этих опытов были изучены разнообразные механизмы гашения реактивности, в частности эффект Доплера, и обоснована возможность достижения гарантированной безопасности АИР.

В конце пятидесятых – первой половине шестидесятых годов в США в целях обеспечения более глубокого понимания следствий и явлений, связанных с мощными ядерными вспышками, была проведена серия разрушительных опытов на нескольких реакторах. Имелся ряд побудительных причин для распространения регулярных вспышек мощности на область потенциально разрушительных вспышек. Одна из этих причин была связана с тем, что некоторые существенные свойства разрушительных импульсов не могли быть экстраполированы от данных по регулярным импульсам ввиду возможного проявления пороговых эффектов. Разрушительные опыты были желательны также вследствие неопределенностей в свойствах многих физических процессов в этих экстремальных условиях.

Разрушительные опыты проводились на реакторе BORAX1, на АИР SPERT-1 как с окисными, так и с металлическими твэлами, на реакторах SNAPTRAN-3 и KIWI-TNT. BORAX1, SNAPTRAN-3, KIWI-TNT были подвергнуты однократным разрушительным вспышкам, а SPERT-1 – серии вспышек, прогрессирующих от импульсов с ограниченным плавлением АЗ до заключительного разрушительного импульса.

АИР на тепловых нейтронах имеют в сравнении с быстрыми реакторами в 30–100 раз более высокие значения температурных коэффициентов гашения реактивности. Все процессы в них протекают значительно медленнее, а энерговыделение за импульс пропорционально примерно первой степени начальной реактивности, а не квадрату или кубу от нее, как это характерно для быстрых АИР. Благодаря этим особенностям значения начальной избыточной реактивности по мгновенным нейтронам при генерировании номинальных импульсов составляют в АИР на тепловых нейтронах (3–10) $\beta_{\text{эф}}$, а не 5–10 сотых долей $\beta_{\text{эф}}$, как в быстрых АИР. В этих условиях большие ошибки в уровне вводимой реактивности маловероятны или даже невозможны, а если такая ошибка все-таки будет иметь место, она не отразится катастрофически на уровне энерговыделения во вспышке.

Таким образом, в АИР на тепловых нейтронах очень маловероятны аварии, вызванные резким отклонением энерговыделения от его запланированного значения. Проблема безопасности этих АИР в большей степени заключается в предотвращении утечки из АЗ радионуклидов. Эта задача решается путем обеспечения надежной герметизации оболочки твэлов или корпуса реактора, постоянным поддержанием давления в корпусе ниже атмосферного, радиометрическим контролем реактора, анализом проб воздуха в реакторном помещении и воды из реакторного резервуара.

В растворе реактора часть продуктов деления может переходить из топливного раствора в газовое пространство над ним. Указанные выше меры контроля герметичности корпуса не дают полной гарантии удержания радионуклидов в аварийных условиях. В случае разгерметизации корпуса газообразные и аэрозольные продукты деления могут выйти в реакторный зал и затем – во внешнюю атмосферу.

В целях оценки радиационной обстановки при такого рода авариях в Курчатовском институте (Россия) были выполнены детальные экспериментальные исследования поведения продуктов деления в топливном растворе реактора ИИН. Изучались количественный и качественный составы смеси продуктов деления над раствором и радиационные характеристики смеси в разные моменты времени (Лобода, Петрунин и др., статья [47]).

В результате экспериментов на ИИН показано, что смесь продуктов деления над раствором состоит из радиоактивных газов криптона и ксенона, а также йода. Активность инертных газов на 5–6 порядков выше активности йода. Получена информация о девяти радионуклидах, присутствующих в объеме над раствором: $^{85\text{m},85}\text{Kr}$, $^{133,135\text{m},135}\text{Xe}$ и $^{131-133,135}\text{I}$. Показано отсутствие во всех пробах α -активности, которая свидетельствовала бы о выносе из раствора делящегося материала.

В статье [47] дан также анализ процесса формирования смеси продуктов деления в объеме над раствором. Как показано, основным фактором в формировании смеси продуктов деления над раствором является их вынос пузырьками радиолитического газа.

О практическом отсутствии над раствором радионуклидов йода и о сильном преобладании нуклидов криптона и ксенона свидетельствует также исследование проб газа, взятых из внутреннего объема корпуса АИР ВИР-2М (ВНИИЭФ, Россия) через 2–3 мин после импульса. На основе этого анализа было констатировано, что в радиационно значимых количествах в пробах присутствуют только нуклиды криптона и ксенона, а также дочерние продукты их распада – короткоживущие нуклиды цезия и рубидия (Воинов, Колесов и др., статья [48]).

Лобода, Петрунин и др. [47] дали прогноз потенциальной опасности в случае, когда корпус реактора потерял герметичность и произошел отказ систем, локализирующих радиоактивность. Это означает, что все продукты деления, находящиеся в корпусе реактора над раствором, через образовавшиеся в корпусе неплотности попадают в атмосферу реакторного зала, а топливный раствор выливается на пол. Через специальную вентиляцию радионуклиды попадают во внешнюю атмосферу. В случае отключения вентиляции они постепенно распространяются по помещениям реакторного здания.

Анализ, выполненный в соответствии с методическим руководством [49], показал, что эту аварию можно квалифицировать как ситуацию локального загрязнения производственных помещений реакторного здания. Максимальное значение отношения активности, выбрасываемой при этой аварии в приземный слой атмосферы, к предельно допустимой активности не превышает 0,3.

Известны также публикации по измерениям выхода радионуклидов из АЗ реакторов TRIGA (статья Баучея и Гейджа [50]).

Топливные стержни реакторов TRIGA заключаются в оболочки из нержавеющей стали или алю-

миния. Несмотря на предосторожности при изготовлении твэлов и при обращении с ними, на ряде установок TRIGA имели место утечки радиоактивности, связанные с дефектом в оболочке одного из твэлов АЗ. Утечки регистрировались в результате появления радионуклидов в воде бассейна и в воздухе реакторного помещения.

В заметном количестве через разрыв в оболочке выходят только газообразные изотопы йода, криптона и ксенона. Йод растворяется в воде бассейна, но инертные криптон и ксенон поступают в атмосферу реакторного помещения, где затем распадаются, превращаясь в радиоактивные рубидий и цезий. Четыре изотопа рубидия и цезия дают основной вклад в переносимую воздухом радиоактивность, наблюдаемую как следствие повреждения твэла.

Указанная радиоактивность в воздухе реакторного помещения измерялась с помощью γ -спектрометра и калиброванного проточного пропорционального счетчика. Измерения показали, что концентрация радионуклидов в воздухе в рассматриваемом случае лишь в несколько раз превышает ее фоновый уровень. Так, по данным статьи [50] на АИР TRIGA Техасского университета (США) концентрации радионуклидов в воздухе во время работы реактора и фоновая составили соответственно $1,2 \cdot 10^{-10}$ и $1,3 \cdot 10^{-11}$ мкКи/см³.

Период спада активности продуктов деления в воздухе получен равным 20–30 мин.

Имеются публикации и по общему анализу безопасности реакторов TRIGA. В докладе Джордана-Цизели и Мавко (Словения) [51] оценивается риск эксплуатации АИР TRIGA Mark-II, действовавшего в Словении с 1966 г., а в 1991 г. модернизированного для работы в режиме импульсного реактора. Риск при этом определяется как набор триплетов

$$R = \langle S_i, P_i, C_i \rangle, \quad i = 1, 2, \dots, n,$$

где R – риск; S_i – сценарий событий, ведущих к нежелательным последствиям; P_i – вероятность сценария i ; C_i – последствия сценария i . Последствия сценария i определяются как:

- выход радиоактивности в окружающую среду;
- выход радиоактивности, превышающий допустимые уровни, в реакторный зал или в зал управления.

Сценарии событий, их последствия, а также системы безопасности анализируются с помощью "дерева ошибок".

3. МЕТРОЛОГИЯ ПОЛЕЙ n -, γ -ИЗЛУЧЕНИЙ АИР

Метрология – это наука об измерениях, методах и средствах достижения единства измерений и требуемой точности. Материально-техническую основу метрологического обеспечения составляют государственные первичные и специальные эталоны, вторичные эталоны и установки высшей точности, образцовые средства измерений и стандартные образ

цы (Брегадзе и др. [52]). Обеспечение единства нейтронных измерений является одной из важнейших задач при проведении радиационных исследований на АИР.

В целях установления однозначного соответствия между наблюдаемыми изменениями в свойствах облучаемых материалов и устройств и характеристиками поля радиации необходимо учитывать влияние на эти изменения состава излучения, флюенса и плотности потока частиц, их энергетического спектра и длительности облучения. На конструкционные материалы, керамику и полупроводники наибольшее влияние оказывают быстрые нейтроны, затем тепловые нейтроны и в меньшей мере γ -кванты. На большинство органических материалов преимущественное воздействие почти в равной мере оказывают быстрые нейтроны и γ -кванты. Энергетический спектр нейтронов в большинстве случаев играет роль основной определяющей характеристики при установлении зависимости свойств материалов и устройств от уровня флюенса нейтронов.

Важным направлением радиационных исследований на АИР являются испытания радиационной стойкости электронной аппаратуры. Сопоставление результатов испытаний и интерпретация их применительно к реальной работе аппаратуры требует достаточно полного описания условий их облучения. Требования к нейтронным измерениям при радиационных испытаниях электронных устройств задаются нормативными документами. Согласно этим документам моделирующие установки должны быть аттестованы по спектру нейтронов в диапазоне энергии от 0,1 до 15 МэВ и для каждого облучения флюенс нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ должен определяться с погрешностью не более заданной. Измеряемые уровни флюенса нейтронов при испытаниях должны быть в диапазоне от 10^{11} до 10^{15} нейтр./см² при длительности облучения от нескольких десятков микросекунд до нескольких дней.

В целях обеспечения адекватности и единства измерений на АИР необходимо сравнение экспериментальных данных с расчетными и сравнение экспериментальных результатов разных лабораторий. Указанное сравнение требует внедрения в практику исследовательских работ на АИР стандартных методов измерений.

Унификация нейтронных измерений на АИР осуществляется с помощью или разработки стандартных методов измерения параметров поля или создания стандартных источников нейтронов, предназначенных для градуировки измерительной аппаратуры в нейтронном поле с известными параметрами.

Подчеркивая важность спектральных характеристик нейтронов в АИР, следует, однако, иметь в виду, что вопрос об адекватности реакторного моделирования затрагивает также понятие пространственной однородности поля радиации, соотношение нейтронного и γ -компонентов поля, точность калибровки дозиметрических систем, спектры γ -излучения и абсолютные значения доз от нейтронов и γ -квантов.

Спектры нейтронов в АИР. Метод интегральных детекторов. Измерения нейтронных спектров в АИР могут проводиться с помощью метода времени пролета, ядерных фотоэмульсий, ионизационных спектрометров на основе водорода, гелия-3, гелия-4 или лития-6, сцинтилляционных и полупроводниковых спектрометров, а также с помощью интегральных детекторов. Однако применение всех названных методов за исключением последнего в области АИР не получило широкого распространения. Метод ядерных эмульсий трудоемок, очень утомителен и ограничен по чувствительности. Спектрометры на основе гелия и лития-6 радиационно повреждаемы и высоко чувствительны к γ -лучам. Метод протонов отдачи и один из наиболее совершенных методов измерения спектров нейтронов – метод времени пролета – сложны, требуют значительных материальных затрат и большого опыта при проведении и анализе эксперимента.

Наиболее универсальным и доступным средством измерения флюенса и спектра нейтронов в АИР, градуирования индикаторов нейтронных полей является метод активационных детекторов. Преимущества этого метода обусловлены следующими его свойствами (Ломакин и др. [53], Крамер-Агеев и др. [54]):

- возможностью измерения спектра нейтронов во всем энергетическом интервале, в диапазоне плотностей потока нейтронов от 10^3 до 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, при работе АИР на мощности от нулевой до номинальной;
- возможностью воспроизведения и сохранения основных параметров детекторов в различных условиях многократного их использования;
- высокой эффективностью регистрации нейтронов при небольших размерах самих детекторов, что позволяет проводить измерения без заметных искажений нейтронного поля;
- низкой чувствительностью к другим видам излучений реактора;
- высокой механической прочностью и нечувствительностью к помехам;
- способностью интегрировать запасенную информацию, что дает возможность применять его как в статических, так и в импульсных полях, в том числе и при оценке доз в аварийных ситуациях.

В качестве инструмента спектрометрии нейтронов метод активационных (или в более широкой формулировке – интегральных) детекторов, вообще говоря, не обеспечивает высокого разрешения в дифференциальных спектрах. Этот метод слабо чувствителен к резким локальным всплескам в ходе энергетической зависимости потока нейтронов и выдает лишь сглаженный график спектра. Указанная особенность метода связана с ограниченным числом используемых детекторов и неизбежными погрешностями в измеренных откликах. В математическом смысле задача конструирования (восстановления) спектра на основании показаний интегральных детекторов является некорректной. Для решения этой задачи активно привлекается вся априорная информация о структуре искомого спектра.

Однако для практических целей получаемые с помощью интегральных детекторов спектры вполне приемлемы. В приложении к АИР этот метод особенно ценен, поскольку в условиях характерных для импульсных реакторов быстропеременных полей, он, по существу, является единственным доступным. В качестве обобщенной характеристики спектра нейтронов в АИР часто применяется так называемый спектральный индекс Si , равный отношению числа нейтронов в спектре с энергией выше 10 кэВ к числу нейтронов с энергией выше 3 МэВ.

Метод активационных детекторов впервые был рассмотрен Козном [55] в применении к полям быстрых и промежуточных нейтронов. Позднее Хорст, Хартер и др. [56] распространили метод на область низких энергий. Они ввели в практику прием экранирования детекторов с делящимися нуклидами бором в целях придания детекторам эффективного порога на уровне ~ 1 кэВ (см. статью Миизна, Райта и др. [57]). Первое в области АИР применение указанной методики имело место на реакторе Godiva-II.

Параллельно с распространением активационных детекторов как индикаторов энергетических распределений в полях нейтронов совершенствовался математический алгоритм восстановления спектров. В 1965 г. Ди Каула и Раута [58] разработали для этой цели компьютерную программу RDMM, а двумя годами позднее Грийр с сотрудниками, Мак Элрой с сотрудниками – программы SPECTRA и SAND. Программа Сандийской национальной лаборатории SAND-II, являющаяся результатом совершенствования программы SAND, широко используется до настоящего времени во многих лабораториях США и других стран.

Проблеме дальнейшего развития версий метода интегральных детекторов в применении к АИР посвящено большое число работ преимущественно американских и российских авторов (см., например, Келли, Луэра и др. [59, 60, 61], Кошелев и др. [62, 63], Севастьянов, Кошелев и др. [64]).

В цитированной выше статье Миизна, Райта и др. [57] исследовано поле нейтронов быстрого АИР MoLLY-G. При этом использовался метод активационных детекторов с набором 72 индикаторов. Найденные спектры нейтронов утечки из АЗ MoLLY-G и нейтронов в осевом канале реактора приведены на рис. 3 и 4. Спектральные индексы нейтронов утечки из АЗ и нейтронов в осевом канале получены равными соответственно 6,7 и 7,8. Эти значения спектральных индексов были примерно на 30% ниже их значений в более ранних измерениях на быстрых АИР.

Флюенс и спектр нейтронов в реакторе MoLLY-G исследовался во многих других работах с помощью экспериментальных и расчетных методов. Были получены данные для поля нейтронов в АЗ, вблизи АЗ и на некотором от нее расстоянии как в отсутствие, так и при наличии возмущающих поле объектов. Весьма тщательное расчетное изучение нейтронных полей MoLLY-G выполнено в работе Фландерса и Спаакс [65]. В этой работе с помощью метода

Монте-Карло рассчитан спектр нейтронов утечки из АЗ на разных, в том числе и удаленных от реактора позициях, спектр нейтронов в облучательных контейнерах. Исследована деградация спектра с ростом расстояния от АЗ.

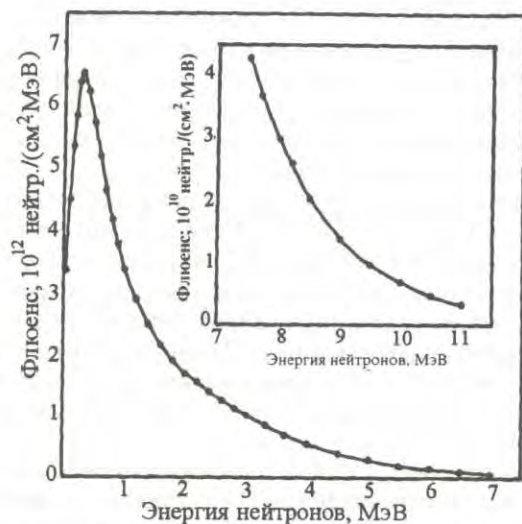


Рис. 3. Спектр нейтронов утечки из АЗ реактора MoLLY-G [57]

В статье Келли, Луэры и др. [59] обсуждаются вопросы воспроизведения заданных параметров нейтронного поля при испытаниях узлов электроники, сравниваются радиационные поля типовых АИР и дается описание методов направленного изменения этих полей в целях более полного удовлетворения требованиям эксперимента.

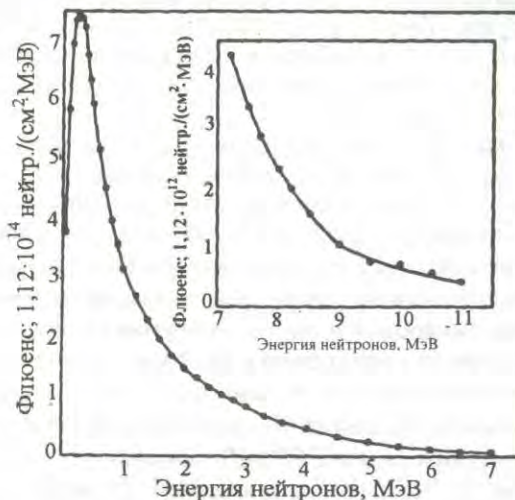


Рис. 4. Спектр нейтронов в осевом канале реактора MoLLY-G [57]

В статье отмечается, что для испытаний с хорошей точностью больших узлов электроники пригодны не только быстрые АИР, но и АИР бассейнового типа. Однако процедура испытаний в АИР последнего типа сопряжена с некоторыми осложнениями, обусловленными влиянием на дозу от γ -лучей предшествующей истории реактора, зависимостью поля нейтронов от загрузки топлива, расположения регулирующих стержней и от облучаемого узла.

Некоторые характеристики поля радиации в различных облучательных конфигурациях АИР приведены в табл. 4. Практически все включенные в таблицу данные получены в Сандийской националь-

Таблица 4

Характеристики радиационных полей реакторов ACRR, SPR-III, MoLLY-G и TRIGA [59]

АИР	Исследуемая область	Спектральный индекс *	n/γ **, 10^{-11} нейтр./Гр·см ²
ACRR	Полость	12,46	0,902
	Полость, облицованная Pb	16,83	5,44
	FREC-I, полость	9,57	0,662
	FREC-I, лайнер из Pb и В	16,0	4,15
	FREC-I, лайнер из Cd и полиэтилена	8,20	0,253
	FREC-I, уровень верхних торцов топливных стержней	9,07	0,453
SPR-III	Полость	8,46	4,63
	Лайнер из Al	10,4	3,51
	Лайнер из полиэтилена	8,39	1,37
	Утечка на расстоянии 43 см	7,57	3,98
	Утечка на расстоянии 30,5 см	7,92	3,32
	Стенка из Pb	12,6	16,3
	Коробка из Pb	18,9	23,3
	Стенка из Cd и полиэтилена	7,96	0,371
	Стенка из Cd и полиэтилена	6,42	0,155
MoLLY-G		6,65	—
TRIGA		7,75	0,40

* Отношение флюенса нейтронов с энергией > 10 кэВ к флюенсу нейтронов с энергией > 3 МэВ.

** Отношение флюенса нейтронов, эквивалентных нейтронам с энергией 14 МэВ, к дозе от γ -квантов.

ной лаборатории с помощью метода интегральных детекторов. Такого рода таблицы могут служить руководством для выбора конфигурации, радиационное поле которой наиболее пригодно для запланированных испытаний.

Каждая из представленных в табл. 4 конфигураций была откликом на требования специальных заданий по испытаниям блоков электроники. Фильтры из бора и свинца применялись в целях снижения флюенса тепловых нейтронов и дозы γ -квантов. Оба указанных материала понижают также дозу γ -квантов от захвата тепловых нейтронов в свинце. В другом крайнем случае фильтры из полиэтилена с кадмием снижают флюенс быстрых нейтронов и повышают дозу γ -квантов. Наибольшее отношение n/γ достигнуто внутри свинцовой коробки рядом с SPR-III, наименьшее – между стенками из полиэтилена с кадмием, размещенными рядом с SPR-III.

В статье [59] отмечается целесообразность более широкого привлечения АИР бассейнового типа к выполнению программ испытания электроники. Реакторы этого типа в сравнении с быстрыми АИР могут генерировать импульсы со значительно более высокими флюенсами нейтронов и γ -лучей и обеспечивать разнообразные интенсивности доз и длительности импульсов, недостижимые в других типах АИР. Реактор ACRR в комплексе со сборками FREC-I, II имеет объемы, достаточные для размещения не только крупных испытываемых узлов, но и больших фильтров.

Работа по совершенствованию программы SAND-II. Российские программы АКТИВИН и КАСКАД. Сандийская национальная лаборатория США и в настоящее время продолжает интенсивную работу по совершенствованию аттестации полей АИР, по внедрению разрабатываемых в разных лабораториях наиболее прогрессивных методик и процедур в этой области (см. доклад Келли, Луэры и др. [61]). Значительные усилия предпринимаются в направлении снижения требований к пробным спектрам в процедуре расчетов по программе SAND-II, к расширению набора детекторов в целях более полного охвата всего энергетического диапазона, а также в направлении отбраковывания тех индикаторов, отклики которых плохо совместимы с откликами других индикаторов.

Недавно нейтронное поле в осевой полости SPR-III было аттестовано как опорное бенчмарк-поле (см. статью Келли и др. [60]). Эта мера вызвана двумя побудительными импульсами. Во-первых, в этом проявилось желание иметь хорошо определенное поле для работающих на SPR-III исследователей, поскольку стандартные бенчмарк-поля в Национальном институте стандартов и технологии США ограничиваются слишком низким уровнем плотности потока нейтронов. Во-вторых, в этом выразилось стремление к созданию доступного поля, которое могло бы быть использовано в качестве опорного при определении характеристик полей в других конфигурациях облучательных устройств и в других установках.

Нейтронное поле в полости SPR-III приближенно аттестовалось и ранее. Описанная в статье [60] аттестация опирается на более реалистичный спектр нейтронов, получаемый с учетом отмеченных выше усовершенствований в метрологии АИР, и на возросшие в последние годы вычислительные возможности Сандийской национальной лаборатории. Последний фактор важен в аспекте выполнения параллельных процедуре восстановления спектра обширных расчетов переноса излучений в реакторе и, в частности, дозы и спектра γ -излучения в местах размещения испытываемых образцов.

Расчеты переноса излучений проводятся с помощью программы TWODANT и нейтрон-фотонной программы Монте-Карло MCNP. Геометрии r - z и r - θ программы TWODANT и детальные геометрические конфигурации программы MCNP, позволяющие рассчитывать задачи с 272 областями и 287 поверхностями, предоставляют возможность включать в рассмотрение реакторное помещение и яму-хранилище реактора.

Аттестация поля в осевой полости SPR-III проводится с использованием 24 интегральных детекторов. Определяемый спектр нейтронов представляется плавной кривой, воспроизводящей измеренные активности со стандартным отклонением не хуже 3,5%.

С 1986 г. Сандийская национальная лаборатория, лаборатория Уайт Сэндз Мисайл Рейндж, Абердинский испытательный полигон и другие научные учреждения США стали организовывать регулярные совещания в целях сравнения дозиметрических методик, расчетов, калибровок и их результатов. Эти мероприятия, вначале ограничивавшиеся сравнением нейтронных измерений с помощью серных и термолюминесцентных датчиков, были распространены на другие аспекты метрологии реакторных полей. В настоящее время, как отмечено в докладе [61], стало уже рутинным делом обязательное включение в библиотеку программы SAND-II последних ядерных данных, своевременное внедрение вновь разработанных методик и сравнение результатов. Интегральные дозиметрические данные разных лабораторий и определенные по сере уровни флюенса теперь редко отличаются более чем на 5%.

Во ВНИИЭФ России метод интегральных детекторов применяется с 1959 г., когда автором монографии и Малинкиным А. А. был разработан алгоритм восстановления спектра нейтронов по откликам пороговых и других энергочувствительных детекторов на основе представления искомого реального спектра в виде суперпозиции типовых модельных спектров. Вес каждого модельного спектра определялся в результате процедуры уравнивания с привлечением метода наименьших квадратов.

Вначале этот алгоритм использовался в работах по исследованию пространственно-энергетических распределений нейтронов в простых критических сборках из плутония и высокообогащенного урана; позднее, после запуска первых во ВНИИЭФ АИР, стал применяться также в целях определения спектров нейтронов в этих устройствах. В семидесятые

годы теми же авторами совместно с Петровым Ю. В. и Казариновой М. И. был сформулирован более развернутый алгоритм восстановления спектров нейтронов на основе откликов интегральных детекторов и разработана регулярная программа для ЭВМ, получившая название АКТИВИН (от слов АКТИВационные ИНтегралы).

В 80 – 90-х годах Кошелевым и др. в результате модернизации указанных алгоритма и программы была разработана программа КАСКАД (доклад и статьи Кошелева и др. [62–64]). Эта программа предназначена для осуществления вычислительных процедур метода интегральных детекторов на базе ЭВМ уровня СМ-1420.

Основу структурного построения программы КАСКАД образуют два специализированных блока модулей: блок вычислительных процедур и блок комплекствующих справочных данных. Первый блок содержит программные модули, предназначенные для восстановления спектра, вычисления отклика избранного детектора на варьируемое множество воздействующих спектров, вычисления откликов варьируемой выборки детекторов на избранный спектр и оценки спектральной чувствительности набора интегральных детекторов в избранном спектре. Второй блок содержит групповые библиотеки сечений и классифицированные нейтронные спектры. При этом используется 176-групповой энергетический формат в интервале от 10^{-10} до 18 МэВ, совмещенный с 620-групповым форматом библиотеки ENDF.

В программе КАСКАД, как и в ее предшественнице – программе АКТИВИН, искомый спектр представляется в виде суперпозиции типовых модельных спектров и функций. В их набор входят спектры деления и неупругого рассеяния в форме Максвелла, спектр замедления в форме Ферми, дополненный переходными функциями на энергетических границах 10^{-7} и 10^{-1} МэВ, и функции пропускания нейтронов поглощающими фильтрами. Используются как стандартные, так и свободно комплектуемые наборы спектров и функций. Предусмотрена также возможность включения в набор любого спектра из библиотеки классифицированных спектров.

Библиотека групповых сечений включает 34 реакции. В основном используются данные из библиотеки ENDF/B-IV. Набор классифицированных спектров содержит 31 спектр.

Работа программы осуществляется в двух режимах: диалоговом, допускающем вариации управляющих команд и исходных данных по ходу работы, и полностью автоматическом.

В статье Севастьянова, Кошелева и др. [64] рассмотрен вариант представления спектра нейтронов в осевой полости быстрого АИР в виде комбинации двух спектров Максвелла: $F_1(E) = (2\alpha_1^{3/2}/\sqrt{\pi}) \times \sqrt{E} \exp(-\alpha_1 E)$ и $F_2(E) = \alpha_2^2 E \exp(-\alpha_2 E)$, являющихся соответственно приближенными спектрами нейтронов деления и нейтронов неупругого рассеяния. Значения параметров α_1 и α_2 оптимизировались по выборкам откликов реакций на спектры нейтронов

деления урана, нейтронов в центре сборки Godiva и в осевых каналах АИР SPR-III и БИР-2. Значения α_1 , α_2 и веса функций $F_1(E)$, $F_2(E)$ в искомом спектре определялись с помощью программы КАСКАД.

Указанная двухкомпонентная модель спектра нейтронов позволяет непосредственно в ходе эксперимента проводить экспресс-оценку результатов и при необходимости вводить коррективы.

Эта модель была использована в целях описания пространственно-энергетического распределения поля нейтронов вокруг АЗ реактора БР-1. Составляющими компонентами поля являются быстрые нейтроны утечки из АЗ и нейтроны фона, образующиеся в результате замедления и рассеяния нейтронов утечки в стенах зала и в структурах реакторного стенда (статья Кошелева и др. [63]).

Схема размещения детекторов показана на рис. 5. Высота расположения детекторов над уровнем пола, равная 2,23 м, соответствовала высоте максимума в распределении флюенса нейтронов на поверхности АЗ. Расстояния от детекторов до оси АЗ составляли 0,715; 1,013; 1,565 и 2,215 м. При выполнении закона $1/r^2$ переход от позиции к позиции означал изменение флюенса нейтронов утечки в два раза.

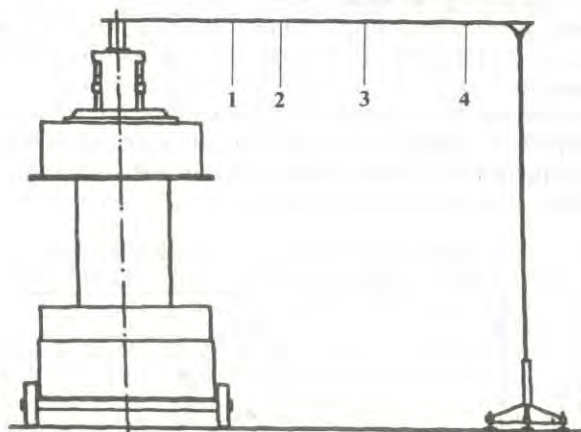


Рис. 5. Геометрия размещения детекторов вокруг АЗ реактора БР-1: 1, 2, 3, 4 – позиции детекторов на расстояниях от оси АЗ соответственно 0,715; 1,013; 1,565 и 2,215 м [63]

Использовался набор детекторов, включающий 16 типов реакций. Некоторые из детекторов имели фильтры из бора или кадмия. Детекторы с делящимися нуклидами представляли собой малогабаритные ионизационные камеры деления. В процедуре поиска энергетических распределений спектр нейтронов утечки задавался в указанной выше двухкомпонентной форме, а спектр нейтронов фона – в виде суммы 10 модельных спектров.

С помощью программы КАСКАД из данных измерений было, в частности, получено, что полный флюенс нейтронов и флюенс нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ на отметке 1,013 м составляют для утечки соответственно $1,76 \cdot 10^{12}$ и $1,67 \cdot 10^{12}$ нейтр./см², а для фона $1,71 \cdot 10^{11}$ и $0,58 \cdot 10^{11}$ нейтр./см². Средние

энергии для нейтронов утечки и фона на указанной отметке получены равными 1,16 и 0,236 МэВ.

Флюенс нейтронов на отметке 1,013 м оказался в 1,6 раза выше ожидаемого в предположении изотропного выхода нейтронов из АЗ и распространения их по закону $1/r^2$. Это обстоятельство указывает, по-видимому, на значимость роли конструктивных элементов АЗ и стенда в формировании поля нейтронов вокруг реактора.

На основе анализа полученных данных в статье [63] сделано также заключение о том, что стационарное поле нейтронов вокруг АЗ БР-1 с хорошей для практических целей точностью может быть представлено в виде суммы флюенса нейтронов утечки из АЗ, распределенного по закону $1/r^2$, и не зависящего от пространственных координат флюенса нейтронов фона.

Сведения о характеристиках нейтронного поля в реакторе БР-1 содержатся также в статье Павловского, Малинкина и др. [66].

Другие данные по радиационным полям АИР. Пространственное распределение флюенса нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ вдоль оси растворного АИР ВИР-2М и вдоль оси пролетного канала (т.е. вдоль образующей внешней поверхности корпуса АЗ) при незагруженных экспериментальных каналах в импульсе с энерговыделением 60 МДж показано на рис. 6. Максимум распределения флюенса может сдвигаться на расстояние до 5 см вверх, если в полусферический канал реактора помещать поглотитель нейтронов, или на то же расстояние вниз, если в полусферическом канале или вблизи него находится объект, отражающий нейтроны.

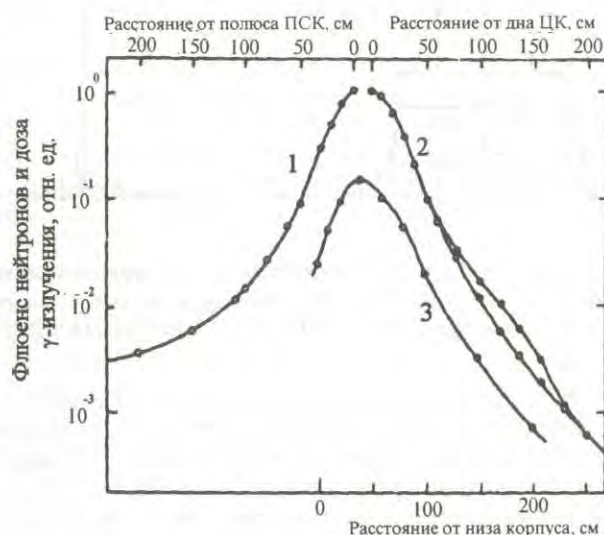


Рис. 6. Пространственное распределение флюенса нейтронов (○) с энергией выше 0,1 МэВ и дозы γ -излучения (●) за импульс по высоте АЗ реактора ВИР-2М: 1 – полусферический канал (ПСК); 2 – центральный канал (ЦК); 3 – пролетный канал

На том же рисунке показано распределение дозы γ -излучения, измеренной интегральными дозиметрами. Несколько разный ход распределения ней-

тронов и γ -квантов объясняется разлетом топливного раствора, в результате которого увеличивается доза γ -излучения в верхней части центрального канала (Воинов, Колесов и др., статья [48]).

Данные по флюенсу и спектру нейтронов в реакторе БИГР, также полученные с помощью интегральных детекторов, представлены в табл. 5. Ошибка в значениях флюенса составляет 20% при доверительной вероятности 95%. В табл. 6 приведены результаты относительного распределения чисел реакций $^{235}\text{U}(n,f)$ и $^{58}\text{Ni}(n,p)$ в объеме контейнера центрального канала (Кувшинов, Колесов и др., статья [67]).

Таблица 5

Реактор БИГР. Флюенс нейтронов за импульс с числом делений $1 \cdot 10^{19}$ в трех позициях экваториальной плоскости АЗ и средняя энергия нейтронов в тех же позициях

Параметр	Координаты, см		
	$r = 0$ $z = 0$	$r = 43$ $z = 0$	$r = 123$ $z = 0$
Флюенс нейтронов, нейтр./см ²	$1,21 \cdot 10^{16}$	$1,04 \cdot 10^{15}$	$1,31 \cdot 10^{14}$
Средняя энергия нейтронов, МэВ	0,56	0,77	0,75

Примечание. r, z – расстояния от геометрического центра АЗ по радиусу и высоте соответственно.

В статье Горного, Горина и др. [68] приведены параметры полей n -, γ -излучений в быстрых АИР БАРС-1, 2, 3 (ВНИИТФ, Россия).

Спектр нейтронов утечки из АЗ БАРС-1 измерялся с помощью толстостенных фотоэмульсий в энергетическом интервале 0,4–9 МэВ. Средняя энергия нейтронов получена равной $1,5 \pm 0,1$ МэВ, доля нейтронов с энергией $> 0,1$ МэВ – 97%.

Нейтронное поле реактора БАРС-3 метрологически аттестовано. При этом созданы образцовые средства первого и второго разрядов для измерения плотности потока и флюенса нейтронов.

К средствам первого разряда относятся опорное поле нейтронов (сфера диаметром 4 см в центре осевого канала), аттестованное по дифференциальному спектру, аттестованный спектрометр с двумя сцинтилляционными и одним полупроводниковым детекторами и программа обработки данных. Средствами второго разряда являются образцовый источник нейтронов (сферический объем диаметром 2 см на расстоянии 4 см от боковой поверхности АЗ), аттестованный по флюенсу нейтронов с энергией выше 0,1 МэВ и по дифференциальному спектру, а также аттестованные образцовые детекторы.

Поле реактора БИР-2М также метрологически аттестовано.

В статье Афолина и др. [69] приведены результаты измерения спектров и выходов импульсного и статического γ -излучения в быстрых АИР БИР-2,

Таблица 6

Реактор БИГР. Относительные распределения чисел реакций $^{235}\text{U}(n,f)$ и $^{58}\text{Ni}(n,p)$ в объеме осевого канала АЗ

Реакция	$r, \text{см}$	$z, \text{см}$						
		-26,5	-20,0	-10,0	0	10,0	20,0	26,5
$^{235}\text{U}(n,f)$	0	0,744	0,851	0,979	1	0,926	0,738	0,663
	4,0	—	0,844	0,994	1,04	0,958	0,752	—
$^{58}\text{Ni}(n,p)$	0	0,581	0,759	0,934	1	0,870	0,623	0,463
	4,0	—	0,755	0,946	0,992	0,874	0,602	—

БР-1 и БИГР. Измерения характеристик γ -излучения на реакторах БИР-2 и БР-1 проводились с помощью метода n -, γ -совпадений, а на реакторе БИГР – с помощью метода импульсного источника нейтронов.

Согласно статье [69] γ -излучение импульсного реактора условно можно разделить на три компонента: импульсный, запаздывающий и остаточный. К импульсному компоненту относится γ -излучение, формирующееся в результате высвечивания источников γ -квантов, время жизни которых соизмеримо или меньше длительности импульса делений. Этими источниками являются акты деления ядер и продукты неупругого взаимодействия нейтронов с веществом, излучающие мгновенные или изомерные γ -кванты. Характерной особенностью импульсного компонента γ -излучения является его совпадение во времени с импульсом делений в АЗ.

Под запаздывающим компонентом понимается γ -излучение, вызванное долгоживущими источниками, образовавшимися за время данного импульса, под остаточным – γ -излучение, обусловленное источниками, генерированными в предшествующий данному импульсу период работы реактора.

Наибольший интерес в аспекте проводимых на АИР исследований представляет импульсный компонент γ -излучения (γ -импульс). Специфика измерений характеристик импульсного компонента γ -излучения на реакторах БИР и БИГР заключалась в присутствии мощного остаточного компонента, не позволившего провести измерения вблизи АЗ этих установок. Геометрия опыта на АИР БИР-2 показана на рис. 7.

На реакторах БИГР и БР-1 измерения проводились за коллиматором, который не обеспечивал телесный угол, необходимый для получения данных об абсолютном выходе γ -квантов. Эти данные для реактора БР-1 были получены из измерений на расстоянии $R = 1,2$ м от центра АЗ, а для БИГР их не удалось определить.

Результаты измерений представлены на рис. 8, 9–11 и в табл. 7. Выходы γ -излучения, приведенные в табл. 7, определены на основании измеренных флюенсов γ -квантов и нормированы таким образом, чтобы при сферически-симметричном испускании γ -квантов они были равны полному их выходу на одно деление в АЗ.

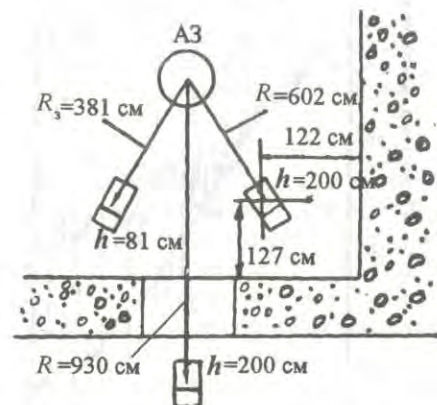


Рис. 7. Геометрия опыта по измерению характеристик γ -излучения реактора БИР-2 [69]

Погрешности измерений спектров и выходов, приведенные на рисунках и в табл. 7, являются статистическими и не учитывающими погрешности в форме линии спектрометра и энергетическую зависимость погрешности определения флюенса γ -квантов.

Из результатов выполненных в работе [69] измерений следует, в частности, что:

- временные характеристики поля нейтронов и импульсного компонента γ -излучения одинаковы по крайней мере в интервале до 10 мс;
- спектры импульсного и запаздывающего γ -излучений могут заметно различаться;
- спектры и выходы γ -излучения существенно зависят от материала и конструкции АЗ реактора;
- спектры и флюенсы γ -излучения в различных точках реакторного зала формируются при значительном влиянии рассеянных γ -квантов. В больших реакторных помещениях поле рассеянного γ -излучения практически однородно.

В статье Кувшинова, Кошелева и др. [70] приведены результаты разносторонних исследований полей радиации в n -, γ -конверторах. В облучательных объемах конверторов определены доза и интенсивность дозы для γ -квантов, флюенс нейтронов с энергией $> 0,1$ МэВ, доза в ткани и кремнии для нейтронов, спектры нейтронов и γ -квантов. В целях измерения указанных параметров использовались как

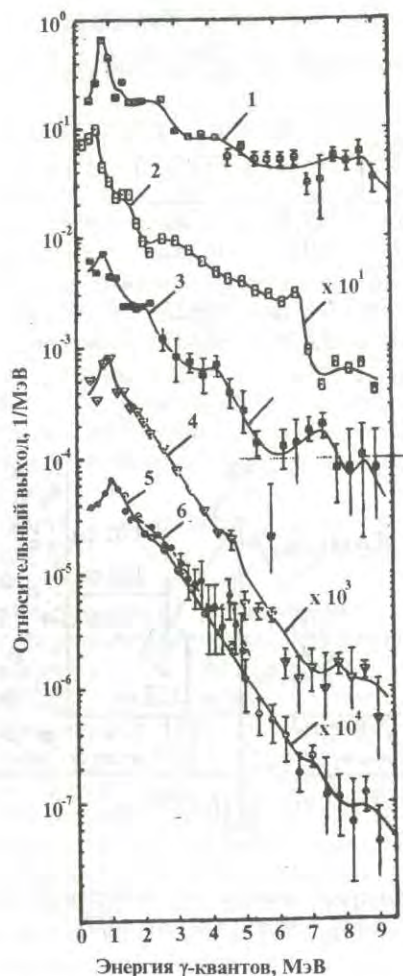


Рис. 8. Спектры γ -излучения реактора БИР-2 [69]: 1 – статическое γ -излучение, $R = 6$ м; 2 – статическое в полости n - γ -конвертора; 3 – импульсное, $R = 6$ м; 4 – статическое за коллиматором, $R = 9,3$ м; 5 – импульсное за коллиматором, $R = 9,3$ м; метод n - γ -совпадений; 6 – то же; метод импульсного источника нейтронов (R – расстояние до центра АЗ)

традиционные, так и специально разработанные методики.

В докладе Станки и др. [71] приведены результаты измерения спектра нейтронов утечки на быстром АИР APRFR. Измерения выполнялись на расстояниях 1, 2 и 5 м от оси АЗ на высоте центра реактора с помощью спектрометра на протонах отдачи. Спектрометр включал четыре сферических пропорциональных счетчика, смонтированных на вращающемся основании. Диапазон измерений охватывал энергии нейтронов от 50 кэВ до 4,5 МэВ.

Данные измерений позволили рассчитать ряд дозиметрических характеристик нейтронного излучения, таких как флюенс нейтронов, эквивалентных нейтронам с энергией 1 МэВ, отношение флюенса нейтронов с энергией > 10 кэВ к флюенсу нейтронов с энергией > 3 МэВ, тканевая нейтронная керма и параметр жесткости спектра.

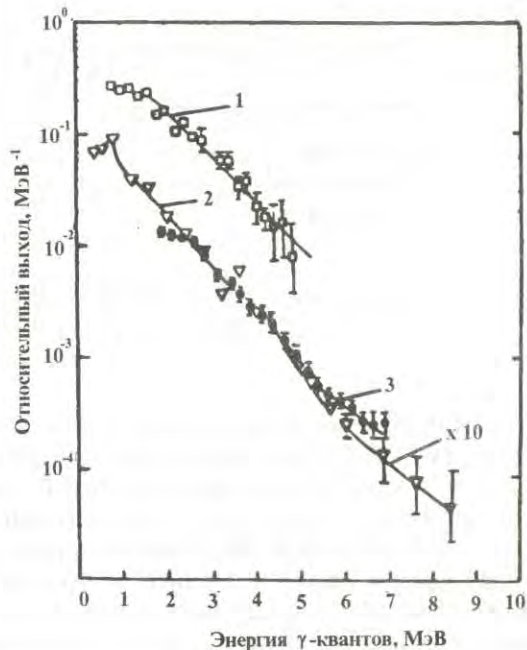


Рис. 9. Спектры γ -излучения БИР: 1 – импульсное γ -излучение; 2 – статическое; 3 – статическое; “парный” спектрометр [69]

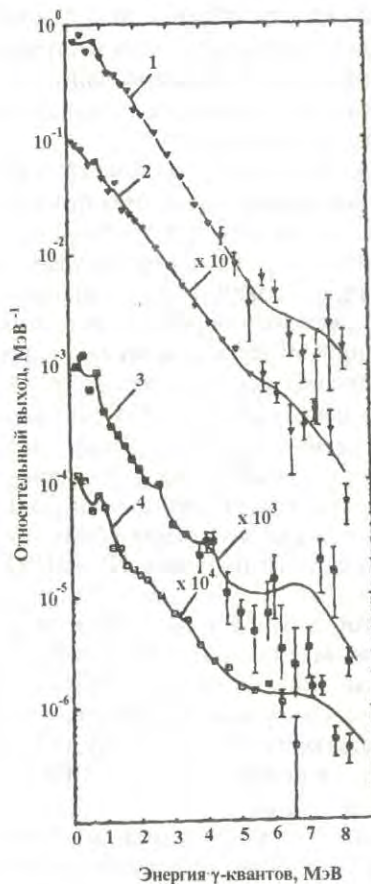


Рис. 10. Спектры γ -излучения реактора БР-1, измеренные за коллиматором: 1 – импульсное γ -излучение; 2 – статическое; 3, 4 – соответственно импульсное и статическое при наличии отражателя из железа толщиной 80 мм [69]

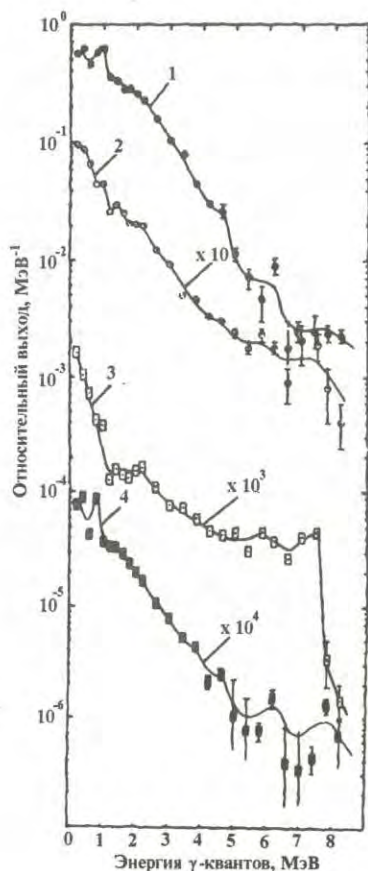


Рис. 11. Спектры γ -излучения реактора БР-1, измеренные на расстоянии $R = 1,2$ м: 1 – импульсное γ -излучение; 2 – статическое; 3, 4 – соответственно статическое и импульсное при наличии отражателя из железа толщиной 80 мм

Получено, что в спектре нейтронов утечки реактора APRFR нейтроны с энергией выше 3 МэВ составляют $\sim 12\%$. На рис. 12 представлены спектры нейтронов на трех расстояниях от оси АЗ. Показана обратная квадратичная зависимость флюенса нейтронов от расстояния до оси реактора для нейтронов с энергией > 3 МэВ. Спектр нейтронов с ростом расстояния от оси реактора несколько смягчается.

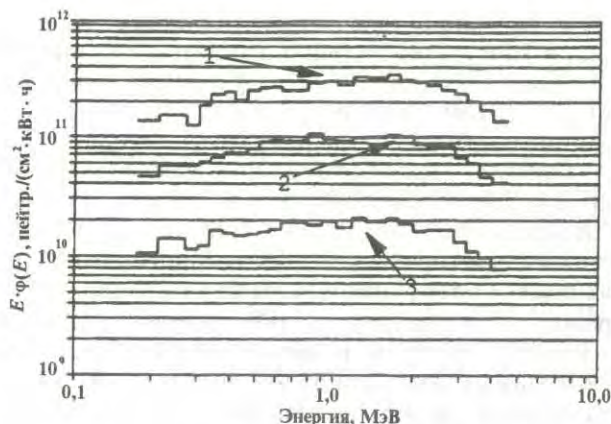


Рис. 12. АИР APRFR. Зависимость $E\phi(E)$ от E при нескольких значениях расстояния от точки наблюдения до оси реактора [71]: 1 – расстояние составляет 1 м; 2 – 2 м; 3 – 5 м

Спектры нейтронов утечки реактора ГИР и спектр нейтронов в контейнере для облучений реактора БР-К1 приведены соответственно в работе [72] (Босамыкин, Воинов и др.) и [73] (Босамыкин, Малинkin и др.). В докладе [74] (Снопков, Черашев и др.) представлены распределения флюенса нейтронов около одиночной АЗ реактора и в пространстве между двумя АЗ в связанной системе БАРС-5 с расстояниями между поверхностями АЗ 9 и 50 см.

Спектры и флюенсы нейтронов, а также дозы γ -излучения в разных позициях внутри или около АЗ быстрого АИР CALIBAN приведены в докладе [44] (Шевалье и др.). Характеристики поля n -, γ -радиации в растворяющем АИР SILENE без экрана и с экранами из свинца и полиэтилена представлены в докладе [75] (Туанай и др.).

В докладе [76] (Краучер, Лукоф и др.) приведен спектр нейтронов в центральной полости реактора АСРР, определенный с помощью интегральных детекторов и рассчитанный по многогрупповым программам переноса нейтронов. В обзоре [77] (Ишикава и Инабе) приведено радиальное распределение плотности потока нейтронов в реакторе

Таблица 7

Характеристики γ -излучения утечки реакторов БИГР, БИР-2, БР-1 в горизонтальной плоскости на высоте центра АЗ [69]

Характеристика γ -излучения		БИГР	БИР		БР-1		БР-1 с отражателем из железа, 80 мм	
			Зал $R = 6$ м	Коллиматор	Зал $R = 1,2$ м	Коллиматор	Зал $R = 1,2$ м	Коллиматор
Средняя энергия, МэВ	Импульсное Статическое	1,45	1,8 2,9	1,48 1,52	1,47 1,57	1,21 1,28	1,30 1,82	1,14 1,31
Выход, число γ -кв./дел.	Импульсное Статическое			$0,25 \pm 0,03$ $0,43 \pm 0,04$	$0,40 \pm 0,05$ $0,58 \pm 0,05$		$0,25 \pm 0,03$ $0,33 \pm 0,03$	

NSRR со стандартной капсулой в осевой полости. Вода в капсуле эффективно действует как ловушка тепловых нейтронов. Благодаря этому плотность потока тепловых нейтронов в капсуле и в испытываемом твэле в несколько раз выше, чем в самой АЗ.

Стимулы для запуска критической системы SHEBA Лос-Аламосской лаборатории заключались в необходимости проведения критических экспериментов с раствором слабообогатщенного урана в целях оценки коэффициентов вылета из раствора нейтронов и γ -квантов и обеспечения бенчмарк-измерений спектров и интенсивностей радиации, необходимых для калибровки расчетов. В связи с указанными целями устройству SHEBA придана простейшая форма без каких-либо нарушений цилиндрической симметрии (доклады Маленфанта и др. [78] и Батфилда [79]).

Информация по измеренным и расчетным спектрам нейтронов и γ -квантов SHEBA, по дозам от нейтронов и γ -квантов на разных расстояниях от сборки приведена в докладах Маленфанта и Фохэнда [80], Торнгейта и др. [81] и Хэнкинза [82].

Закономерности распространения радиации быстрых реакторов в воздухе над грунтом. Опубликован ряд работ по экспериментальному и расчетному исследованию характера распространения радиации быстрых реакторов в свободном пространстве (в воздухе над грунтом). Наиболее известные работы по исследованию распространения нейтронов от лабораторных ядерных устройств в воздухе связаны с опытами на Невадском полигоне, США. Опыты этого рода проводились в 60-х годах; в частности, тогда выполнялся эксперимент с поднятым на вышку быстрым АИР HPRR.

Более полное экспериментальное и расчетное исследование указанных явлений выполнено в конце 70-х – начале 80-х годов персоналом Армейского отделения импульсной радиации Абердинского испытательного полигона и группами ученых из Германии, Канады и Франции (Кази и др., статья [83]). Измерения проводились в геометрии “воздуха над грунтом” (air-over-ground) на расстояниях от 100 до 1619 м от источника.

Основные цели этого исследования заключались в аттестации n - γ -полей, генерируемых сборкой на быстрых нейтронах, в сравнении разных методов измерения характеристик поля и в получении бенчмарк-данных для оценки возможностей современных расчетных программ. Одно из отличий условий проведения новых измерений от условий измерений 60-х годов заключалось в высокой влажности воздуха, означавшей более корректное воспроизведение климатических данных Хиросимы и Нагасаки.

Источником радиации в этом эксперименте служила критическая сборка типа Godiva, размещаемая на свободном пространстве на $14 \pm 0,5$ м выше уровня окружающего грунта. Сборка действовала на невысокой стационарной мощности. Измерения поля радиации проводились в различных позициях с наибольшим расстоянием от источника 1619 м. До 400 м имела прямая видимость. Позиция 1080 м располага-

лась на холме на $12 \pm 1,5$ м выше общего уровня грунта. На этой позиции детекторы размещались в двух метрах над грунтом, так что номинально высота их расположения составляла 14 м. Эти детекторы, установленные выше уровня вершин деревьев, были видны от реактора. На дистанции 1619 м детекторы размещались на 1,2 м и на 31,8 м выше уровня грунта (во втором случае они размещались на кране).

Керма измерялась с помощью ионизационных камер, счетчика Гейгера-Мюллера и микродозиметрической пропорциональной камеры типа Росси. В целях измерения спектра γ -квантов использовались жидкий сцинтиллятор NE-213 и германий-висмутный спектрометр, в целях измерения спектра нейтронов – газовый спектрометр на протонах отдачи и на ядрах ${}^6\text{Li}$, жидкий сцинтиллятор NE-213, бор-трифлюоридный счетчик и сферический спектрометр Боннера.

Значения измеренной кермы по нейтронам, по γ -квантам и полной приведены в табл. 8. Данные табл. 8 охватывают весь диапазон энергий нейтронов.

Керма и спектры, измеренные разными группами исследователей, хорошо согласуются между собой. Удовлетворительное согласие получено также между измеренными и расчетными значениями тканевой кермы. Однако сравнение измеренных и расчетных нейтронных спектров показывает их устойчивое расхождение: измеренный спектр на всех расстояниях значительно выше расчетного при низкой (~ 1 кэВ) и высокой (~ 5 МэВ) энергиях и ниже расчетного в среднем диапазоне энергий (~ 1 МэВ).

Характер распространения в атмосфере нейтронов от ядерных установок исследовался также в работах Накамуры и Косако [84], Терехина, Крыжановского и др. [85], Ямпольского, Коковихина и др. [86].

В работе Накамуры и Косако [84] с помощью метода Монте-Карло исследовано так называемое “небесное сияние” (skyshine) от моноэнергетических нейтронов, направленных вверх в виде цилиндрического коллимированного пучка или в виде конического пучка с углом раствора 2θ . Точечный источник нейтронов помещался на уровне грунта. Флюенс нейтронов и нейтронная доза прослеживались на расстоянии до 2 км от источника. Принималось, что детекторы, регистрирующие флюенс и дозу, размещены на высоте 1 м над грунтом, а энергии нейтронов источника занимают диапазон от тепловых энергий до 14 МэВ (этот диапазон разбивался на 26 групп).

Было получено, что нейтронные флюенс $\Phi(r)$ и доза $D(r)$ в зависимости от расстояния r (при $r > 100$ м) до источника хорошо представляются следующими простыми и удобными в применении формулами:

$$\Phi(r) = \frac{Q_n}{r} \exp(-r/\lambda_n); \quad D(r) = \frac{Q_d}{r} \exp(-r/\lambda_d) \quad (1)$$

с параметрами Q_n , Q_d , λ_n , λ_d , не зависящими от r , слабо зависящими от угла раствора конуса θ , но существенно изменяющимися с энергией нейтронов источника. Значения указанных параметров для пяти

энергетических групп нейтронов источника и трех значений угла θ , приведены в табл. 9.

Простые формулы (1) были применены к эксперименту по наблюдению "небесного сияния" – фона нейтронов от японского быстрого реактора YAYOI. Геометрия источника нейтронов в этом опыте показана на рис. 13.

Нейтроны деления излучались в вертикальном направлении через отверстие диаметром 60 см в бетонном потолке реакторного зала. Угол раскрытия конуса пучка равнялся 5,4 град (2θ).

В целях применения формул (1) к анализу указанного эксперимента спектр нейтронов утечки YAYOI представлялся в виде суммы групп 1, 14 и 16 (см. табл. 9). На рис. 14 измеренная интенсивность дозы в зависимости от расстояния r до источника сравнена с интенсивностями доз, рассчитанными по формуле (1) и по программе Монте-Карло. Как видно из рисунка, согласие между тремя указанными результатами весьма хорошее. Исключением является лишь область $r < 100$ м, в которой экспериментальные интенсивности доз значительно ниже расчетных.

В статье Терехина, Крыжановского и др. [85] измерялся спектр нейтронов в воздухе на заметном расстоянии от быстрой критической сборки с AZ из ^{235}U , окруженной медным отражателем толщиной ~ 11 см. Сборка была поднята на высоту ~ 7 м. Измерения проводились на расстоянии 5 и 100 м от критической сборки на 3 м выше уровня грунта. Использовался однокристалльный сцинтилляционный спектрометр с дискриминацией γ -квантов по времени высвечивания.

Измеренные спектры показаны на рис. 15. На спектре 1 рисунка хорошо заметно влияние резонансной структуры сечения взаимодействия нейтронов с воздухом (при энергиях $\sim 0,5$, $\sim 0,9$ и $\sim 1,5$ МэВ).

В статье Ямпольского, Коковихина и др. [86] приведены результаты расчета пространственно-энергетических распределений нейтронов в воздухе вблизи поверхности грунта от точечного изотропного моноэнергетического источника с начальной энергией в диапазоне от 0,025 до 14 МэВ. Источник нейтронов располагался на поверхности грунта. Расчеты выполнялись с помощью метода Монте-Карло.

Таблица 8

Тканевая керма по нейтронам, по γ -квантам и полная (средняя по измерениям разных лабораторий) в зависимости от расстояния до источника радиации [83]

Расстояние до источника, м	Керма, Гр/нейтрон источника		
	по нейтронам	по γ -квантам	полная
100	$2,46 \cdot 10^{-20} \pm 6\%$	$4,25 \cdot 10^{-21} \pm 10\%$	$2,91 \cdot 10^{-20} \pm 3\%$
170	$6,75 \cdot 10^{-21} \pm 11\%$	$1,50 \cdot 10^{-21} \pm 7\%$	$8,13 \cdot 10^{-21} \pm 7\%$
300	$1,02 \cdot 10^{-21} \pm 11\%$	$3,16 \cdot 10^{-22} \pm 5\%$	$1,33 \cdot 10^{-21} \pm 6\%$
400	$2,92 \cdot 10^{-22} \pm 11\%$	$1,25 \cdot 10^{-22} \pm 2\%$	$4,27 \cdot 10^{-22} \pm 0,5\%$
1080	$1,02 \cdot 10^{-24} \pm 5\%$	$1,08 \cdot 10^{-24} \pm 8\%$	$2,04 \cdot 10^{-24} \pm 4\%$
1619	$3,07 \cdot 10^{-26} \pm 20\%$	$7,0 \cdot 10^{-26} \pm 11\%$	$1,1 \cdot 10^{-25} \pm 9\%$

Таблица 9

Значения параметров Q_n , Q_d , λ_n^{-1} , λ_d^{-1} в зависимости от энергии нейтронов источника и угла θ , [84]

Номер группы	Энергия нейтронов источника	θ , град					
		0	60	85	0	60	85
		Q_n , м·нейтр./ (см ² ·нейтр. источника)			Q_d , м·Гр./нейтр. источника		
1	(14,9–13,5) МэВ	8,62 – 8 *	8,86 – 8	1,11 – 7	2,52 – 17	2,90 – 17	3,82 – 17
14	(2,02–1,00) МэВ	1,78 – 7	2,51 – 7	3,09 – 7	3,99 – 17	5,49 – 17	7,40 – 17
16	(247–67,4) кэВ	4,57 – 7	5,41 – 7	5,65 – 7	2,11 – 17	2,50 – 17	2,93 – 17
19	(4,3–0,96) кэВ	7,73 – 7	9,61 – 7	1,18 – 6	8,18 – 18	1,02 – 17	1,25 – 17
26	(0,532–) эВ	7,54 – 7	8,38 – 7	1,13 – 6	8,06 – 18	8,90 – 18	1,21 – 17
		λ_n^{-1} , м ⁻¹			λ_d^{-1} , м ⁻¹		
1	(14,9–13,5) МэВ	5,14 – 3	5,52 – 3	5,50 – 3	5,80 – 3	5,88 – 3	5,81 – 3
14	(2,02–1,00) МэВ	6,84 – 3	8,05 – 3	7,86 – 3	8,44 – 3	8,93 – 3	9,42 – 3
16	(247–67,4) кэВ	1,15 – 2	1,23 – 2	1,28 – 2	1,20 – 2	1,34 – 2	1,38 – 2
19	(4,3–0,96) кэВ	1,76 – 2	1,86 – 2	2,12 – 2	1,72 – 2	1,83 – 2	2,08 – 2
26	(0,532–) эВ	4,09 – 2	3,95 – 2	4,19 – 2	4,09 – 2	3,95 – 2	4,19 – 2

* Следует читать как $8,62 \cdot 10^{-8}$. Погрешность параметров Q_n , Q_d составляет 3–10%, параметров λ_n , λ_d 1–5%.

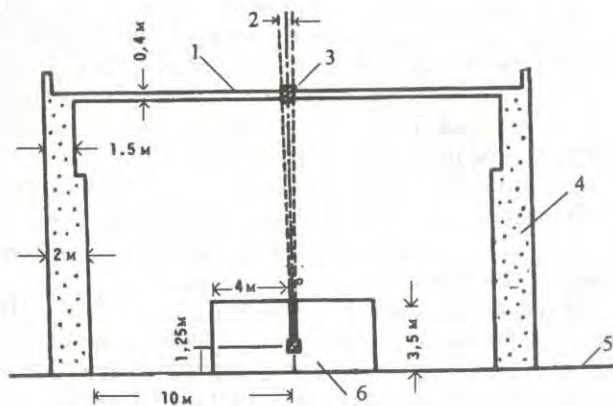


Рис. 13. Геометрия источника нейтронов в эксперименте по "небесному сиянию" на базе реактора YAYOI [84]: 1 – потолок реакторного зала; 2 – пучок нейтронов с углом раствора конуса $2\theta_s = 5,4$ град; 3 – удаляемая бетонная вставка диаметром и высотой 60 см; 4 – бетонная стена; 5 – уровень грунта; 6 – АЗ реактора YAYOI

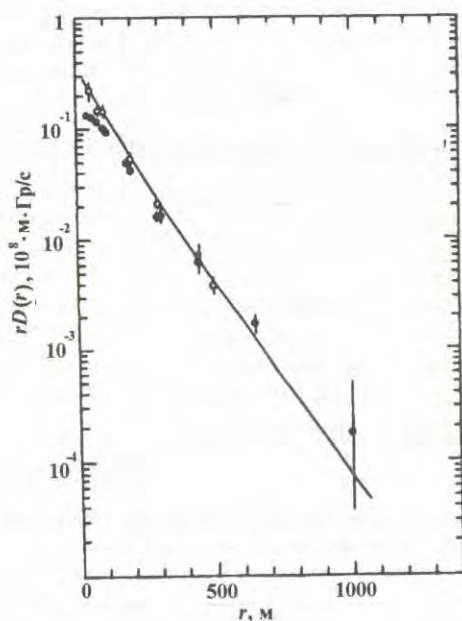


Рис. 14. Сравнение радиальных распределений интенсивностей доз, измеренных в эксперименте по "небесному сиянию" (•), рассчитанных по программе Монте-Карло (○) и синтезированных с использованием формул (1) (—) [84]

По полученным распределениям нейтронов для начальных энергий 200 и 800 кэВ были рассчитаны поглощенные тканевые нейтронные дозы в зависимости от расстояния до источника r . Указанные тканевые дозы, нормированные на один нейтрон источника, приведены на рис. 16. Там же представлены экспериментальные данные, относящиеся к условиям, близким условиям проведения расчетов.

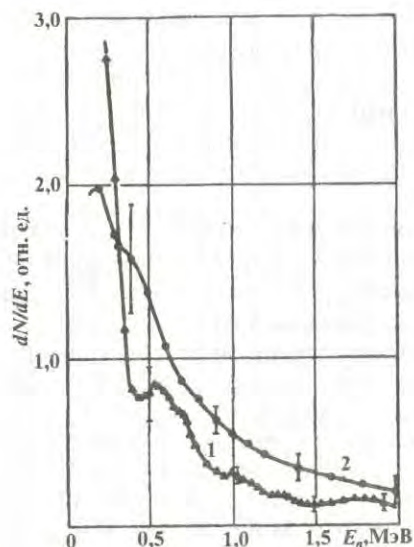


Рис. 15. Спектр нейтронов на расстоянии 100 м (1) и 5 м (2) от критической сборки [85]

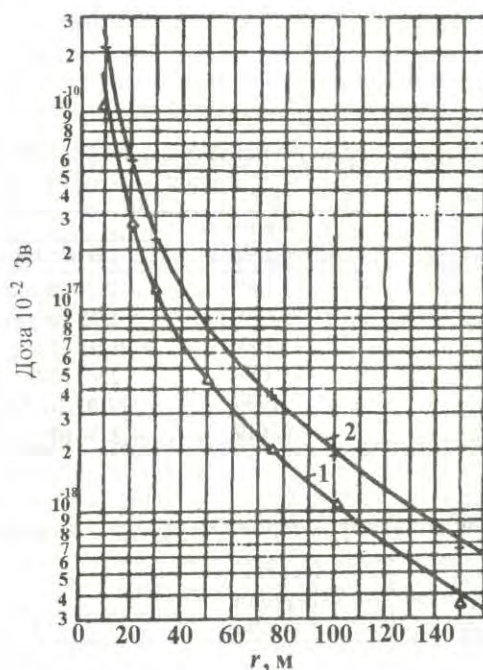


Рис. 16. Доза нейтронов от точечного источника в воздухе у поверхности земли [86]: 1, 2 – расчет для энергии нейтронов 200 и 800 кэВ соответственно; Δ , + – эксперимент с источниками, имеющими среднюю энергию соответственно 220 и 830 кэВ

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Wimett T.F., White R.H., Stratton W.R., Wood D.P. Godiva-II – an unmoderated pulse-irradiation reactor. – Nucl. Sci. Engng., 1960, vol. 8, № 6, p. 691–708.

2. Pitkanen P.H. Hazards of fast-burst facilities. – *Nuclear Safety*, 1962, vol.4, № 1, p. 16–20.
3. Wood D.P., O'Brien P.D., Wimett T.F. History and development of fast burst reactors 1944–1965. – In: *Fast Burst Reactors. Proc. of the National Topical Meeting on fast burst reactors held at the University of New Mexico, Albuquerque, January 28–30, 1969. USAEC CONF-690102*, 1969, p. 81–93.
4. Mihalcz J.T. Superprompt-critical behaviour of an unmoderated unreflected uranium-molybdenum alloy reactor. – *Nucl. Sci. Engng.*, 1963, vol. 16, № 3, p. 291–298.
5. Jefferson R.M. Sandia Pulsed Reactor II. – In [3], p. 105–123.
6. Schmidt T.R., Reuscher J.A. Overview of Sandia National Laboratories pulse nuclear reactors. – In: *Physics, Safety, and Applications of Pulse Reactors. Proc. of the International Topical Meeting on physics, safety, and applications of pulse reactors held at Washington, D.C., November 13–17, 1994*, p. 33–43.
7. Philbin J.S., Schmidt T.R., Tucker C.W. SPR-III, A New Design for Improved Performance and Reliability Coupled with Reduced Maintenance and Personnel Dose. – In [6], p. 118–122.
8. Paternoster R., Bounds J., Sanchez R., Miko D. Physical Characterization of the Skua Fast Burst Assembly. – In [6], p. 112–117.
9. Snopkov A.A., Gorin N.V., Gornovoi G.A. et al. Two-core fast pulse reactor "BARS-5". – In [6], p. 300–315.
10. Сибгатуллин И.З., Кувшинов М.И., Чередник П.Ф. и др. Модернизированный импульсный реактор БИР-2М. – *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 1991, вып. 2, с. 3–8.
11. Мухачев С.В., Чередник П.Ф., Кушнарев А.Ф. и др. Система регистрации физических характеристик импульсного ядерного реактора. – Там же, с. 51–54.
12. Кувшинов М.И., Смирнов И.Г., Рудаков Г.П. и др. Генерирование импульса делений в реакторах БИР и БИГР при пролете стержня через активную зону с иницированием от ИНГ. – *ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки*, 1988, вып. 1, с. 25–32.
13. Кувшинов М.И., Смирнов И.Г., Рудаков Г.П. и др. Генерирование импульсов делений в реакторах БИР и БИГР при пролете стержня через АЗ с иницированием от сильного источника запаздывающих нейтронов. – Там же, 1988, вып. 2, с. 29–35.
14. Holland L.B. Operational experiences with fast burst reactors. – In [3], p. 303–312.
15. Coats R.L., Long R.L. Reflector and decoupling experiments with fast burst reactors. – In [3], p. 323–351.
16. Кипин Дж. Физические основы кинетики ядерных реакторов/ Пер. с англ. – М.: Атомиздат, 1967.
17. Хоружий В.Х., Кошелев А.С. Определение эффективных параметров точечной кинетики по результатам импульсного эксперимента на подкритическом или слегка надкритическом реакторе. – *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 1991, вып. 4, с. 26–31.
18. Мухачев С.В. Способ обработки экспериментальных данных, полученных в импульсном эксперименте. – Там же, 1992, вып. 2, с. 33–35.
19. Cariveau G.W. Upgrading the I and C on TRIGA reactors. – *Nuclear Engineering*, 1991, vol. 36, № 439, p. 48–49.
20. Chesworth R.H. Application of a TRIGA research reactor as the neutron source for a production neutron radiography facility. – *Trans. Amer. Nucl. Soc. Suppl.* № 1 to vol. 56, 1988, p. 248–252.
21. Wade D.C., Bhattacharyya S.K., Lipinski W.C., Stone C.C. Core design of the Upgrade TREAT reactor. – In: *Fast, thermal and fusion reactor experiments. – Proc. Conf. Salt Lake City, Utah, April 12–15, 1982*, vol. 1, La-Granje Park, 1982, p. 141–152.
22. Гусев В.В., Ефанов А.И., Крюков С.И., Малинкин В.М. Автоматизированная система широкодиапазонного контроля физических параметров реактора. – *Атомная энергия*, 1993, т.74, вып. 3, с. 190–194.
23. Stone R.S. Control system of pulse reactors. – *Nuclear Safety*, 1962, vol. 3, № 4, p. 43–46.
24. Stratton W.R. A review of the critical incidents. – *Univ. of California. LASL. Los Alamos, New Mexico*, 1961.
25. De La Paz A. Safety consideration of fast burst reactors. – *Nuclear Safety*, 1969, vol. 10, № 5, p. 372–377.
26. De La Paz A. Fast burst reactor experiment irradiation experience. – In [3], p. 313–322.
27. Oakes L.C. The control and safety of pulse reactors. – *Nuclear Safety*, 1968, vol. 9, № 5, p. 363–372.
28. O'Brien P.D. Fast burst reactor operational incidents. – In [3], p. 373–384.
29. Петрин С.В., Колесов В.Ф., Кошелев А.С., Кувшинов М.И. Анализ безопасности импульсных реакторов с активной зоной из металлических делящихся материалов. – *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 1992, вып. 3, с. 20–25.
30. Petrin S.V., Kolesov V.F., Koshelev A.S. et al. An analysis of hazards in reactor halls for aperiodic pulsed reactors. – In [6], p. 231.
31. Petrin S.V. A concept of nuclear aperiodic pulsed reactor safety. – In [6], p. 216.
32. Петрин С.В. О возможности оценки масштабов и последствий возникновения очагов загорания в рабочих залах ИЯР. – *ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов*, 1992, вып. 2, с. 35–40.
33. Paternoster R., Flanders M., Kazi H. Accident analysis for US fast burst reactors. – In [6], p. 211–215.
34. Paternoster R., Jaegers P., Kimpland R., Mc Ghee J. Coupled hydro-neutronic calculations for fast burst reactor accidents. – In [6], p. 259–264.
35. Scherpelz R.I., Glissmeyer J.A. Radioactive effluent measurements at the Army Pulse Radiation Facility. – In [6], p.234–239.
36. Kazi A.H., Scherpelz R.I. Radionuclide source term for environmental monitoring and assessment of a fast burst reactor. – In [6], p. 240–245.

37. Sun Ying, Deng Mencai, Liu Zhilin, Xing Shixiong. CFBR-II safety analysis report. – In [6], p. 217–224.
38. Liu Zhilin. The effects on environment of CFBR-II. – In [6], p. 246–249.
39. Колесов В.Ф., Хоружий В.Х. Расчет температур и деформаций в герметизирующих чехлах импульсных ядерных реакторов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1991, вып. 4, с. 31–38.
40. Philbin J.S., Luera T.F. Sandia Pulse Reactor personnel dose reduction program. – Trans. Amer. Nucl. Soc., 1983, vol. 44, Suppl. № 1, p. 17–19.
41. Radiation Facilities of Sandia National Laboratories. Sci. Editors L.M.Choate, T.R.Schmidt. SAND92–2157. 1989.
42. Кувшинов М.И., Сибгатуллин И.З., Смирнов И.Г. Некоторые экспериментальные исследования по безопасности импульсных реакторов БИР и БИГР (Обзор). – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1990, вып. 4, с. 13–21.
43. Zhao Wuwen, Wang Jinwen. The computer safety management system of CFBR-II. – In [6], p. 250–255.
44. Chevallier J., Morin J., Zyromsky Ph. Status of the French fast pulse reactor CALIBAN. – In [6], p. 7–14.
45. Paternoster R.R., Hetrick D.L. Beyond design basis accident modeling at the Los Alamos Critical Experiments Facility. – Proceedings of the 1993 Topical Meeting on Physics and Methods in Criticality Safety, Sept. 19–23, 1993. Nashville T.N.
46. Бахметьев А.М., Самойлов О.Б., Усынин Г.Б. Методы оценки обеспечения безопасности ЯЭУ. – М.: Энергоатомиздат, 1988.
47. Лобода С.В., Петрунин Н.В., Хвостонов В.Е., Чарнко В.Е. Вынос продуктов деления из топливного раствора гомогенного импульсного реактора типа ИИН. – ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1988, вып. 1, с. 13–24.
48. Воинов А.М., Колесов В.Ф., Матвеев А.С. и др. Водный импульсный реактор ВИР-2М и его предшественники. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1990, вып. 3, с. 3–15.
49. Артемьева Н.Е., Бондарев А.А., Карпов В.И. и др. Допустимые выбросы радиоактивных и вредных химических веществ в приземный слой атмосферы. – М.: Атомиздат, 1980.
50. Bouchey G.D., Gade S.J. Detection and location of leaking TRIGA reactor fuel elements. – Nuclear Technology, 1971, vol. 10, № 2, p. 211–214.
51. Jordan-Cizely R., Mavko B. Comparison of generic and specific initiating events used TRIGA Mark II pulse reactor PSA. – In [6], p. 225–230.
52. Брегадзе Ю.И., Степанов Э.К., Ярына В.П. Прикладная метрология ионизирующих излучений. – М.: Энергоатомиздат, 1990.
53. Ломакин С.С., Петров В.И., Самойлов П.С. Радиометрия нейтронов активационным методом. – М.: Атомиздат, 1975.
54. Крамер-Агеев Е.А., Трошин В.С., Тихонов Е.Г. Активационные методы спектроскопии нейтронов. – М.: Атомиздат, 1976.
55. Cohen B.L. High-energy neutron threshold detectors. – Nucleonics, 1951, vol. 8, № 2, p. 29–33 and 45.
56. Hurst G.S., Harter J.A., Hensley P.N. et al. Techniques of measuring neutron spectra with threshold detectors-tissue dose determination. – Rev. Sci. Instr., 1956, vol. 27, № 3, p. 153–156.
57. Meason J.L., Wright H.L., Hogan J.C., Harvey J.T. The neutron spectral distribution from a Godiva type critical assembly. – IEEE Trans. Nucl. Sci., 1975, vol. NS-22, № 6, p. 2330–2335.
58. Di Cola G., Rota A. Calculation of differential fast-neutron spectra from threshold-foil activation data by least-squares series expansion methods. – Nucl. Sci. Engng., 1965, vol. 23, № 4, p. 344–353.
59. Kelly J.G., Luera T.F., Posey L.D., Williams J.G. Simulation fidelity issues in reactor irradiation of electronics-reactor environment. – IEEE Trans. Nucl. Sci., 1988, vol. 35, № 6, p. 1242–1247.
60. Kelly J.G., Griffin P.J., Fan W.C. Benchmarking the Sandia Pulsed Reactor III cavity neutron spectrum for electronic parts. Calibration and testing. – Ibid., 1993, vol. 40, № 6, p. 1418–1425.
61. Kelly J.G., Luera T.F., Griffin P.J., Vehar D.W. Characterization of reactor neutron environment at Sandia National Laboratories. – In [6], p. 129–136.
62. Кошелев А.С., Маслов Г.Н., Петров Ю.В. КАСКАД – комплексная вычислительная программа для метода интегральных нейтронных детекторов. – Пятое Всесоюзное совещание по метрологии нейтронного излучения на реакторах и ускорителях, 3–7 декабря 1990 г. М.: ВНИИФТРИ, 1990, с. 116–118.
63. Кошелев А.С., Маслов Г.Н., Одинцов Ю.М. Избранные пространственно-энергетические характеристики стационарного поля нейтронов снаружи активной зоны импульсного реактора БР-1. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 1, с. 38–48.
64. Севастьянов В.Д., Кошелев А.С., Маслов Г.Н., Одинцов Ю.М. Двухкомпонентное представление спектра нейтронов на быстрых исследовательских реакторах. – Атомная энергия, 1995, т. 79, вып. 2, с. 107–117.
65. Flanders T.M., Sparks M.H. Monte Carlo calculations of the neutron environment produced by the White Sands Missile Range Fast Burst Reactor. – Nucl. Sci. Engng., 1989, vol. 103, № 3, p. 265–275.
66. Павловский А.И., Малинkin А.А., Колесов В.Ф. и др. Бустер-реактор БР-1. – ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1985, вып. 1, с. 3–13.
67. Кувшинов М.И., Колесов В.Ф., Воинов А.М., Смирнов И.Г. Аперiodический импульсный реактор БИГР. – ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1988, вып. 1, с. 3–12.

68. Горновой Г.А., Горин Н.В., Кошмяков В.П. и др. Опыт эксплуатации быстрых импульсных ядерных реакторов БАРС-1, 2, 3 во ВНИИТФ. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1994, вып. 2, с. 3–12.
69. Афонин С.Н., Кувшинов М.И., Чередник П.Ф. Измерение спектров и выходов γ -излучения импульсных реакторов. – ВАНТ. Сер. Импульсные реакторы и простые критические сборки, 1987, вып. 1, с. 42–53.
70. Кувшинов М.И., Кошелев А.С., Смирнов И.Г. и др. Трансформация излучений быстрых импульсных реакторов БИР-2М, БР-1, БИГР с помощью n -, γ -конверторов. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1992, вып. 2, с. 3–12.
71. Stanka M.B., Yeimbach C.R., Oliver M.A. Measurement of the neutron leakage from the US Army pulse radiation facility fast reactor. – In [6], p. 145–152.
72. Босамыкин В.С., Воинов М.А., Гордеев В.С. и др. Исследования возможности создания импульсного источника нейтронов на основе мощного электронного ускорителя и импульсного ядерного реактора. – In: Advanced pulsed neutron sources: Physics of/at advanced pulsed neutron sources, PANS-2, 14–17 June 1994; Dubna, Russia. Изд-во ОИЯИ, Дубна, 1995, с. 122–131.
73. Босамыкин В.С., Малинкин А.А., Колесов В.Ф. и др. Конструкция и физико-технические характеристики бустер-реактора БР-К1. – ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 1996, вып. 1, с. 3–12.
74. Снопков А.А., Черашев В.И., Литвин В.И. и др. Протяженный нейтронный источник на базе двухзонного импульсного реактора БАРС-5. – В сб.: Труды отраслевой конференции: Физика ядерно-возбуждаемой плазмы и проблемы лазеров с ядерной накачкой, 26–29 мая 1992 г., Обнинск, 1992, т. 1, с. 144–156.
75. Tournier B., Barbry F., Rozain J.P. SILENE, a new radiation reference source. – In [6], p. 72–79.
76. Croucher D.W., Lucoff D.M., Schmidt T.R. et al. Measured and calculated neutron spectra in the experimental cavity of the ACPR. – Trans. Amer. Nucl. Soc., 1972, vol. 15, № 2, p. 905–906.
77. Ishikawa M., Inabe T. The Nuclear Safety Research Reactor (NSRR) in Japan. – In: Advances in Nuclear Science and Technology, vol. 11, 1979, p. 285–334.
78. Malenfant R.E., Forehand H.M., Koelling J.J. SHEBA: a solution critical assembly. – Trans. Amer. Nucl. Soc., 1980, vol. 35, № 1, p. 279–280.
79. Butterfield K.B. The SHEBA experiment. – Ibid., 1994, vol. 70, № 1, p. 199–200.
80. Malenfant R.E., Forehand H.M., Jr. Facility description of a solution critical assembly: SHEBA. – Ibid., 1981, vol. 39, № 1, p. 555–557.
81. Thorngate J.H., Rueppel D.W., Griffith R.V. Neutron and gamma-ray spectrum measurements at the Los Alamos critical assembly SHEBA. – Ibid., p. 557–559.
82. Hankins D.E. Neutron and gamma-ray dose measurements at the Los Alamos critical assembly SHEBA. – Ibid., p. 559–560.
83. Kazi A.H., Heimbach C.R., Harrison R.C. Comparison of measured and calculated radiation transport in air-over-ground geometry to 1,6 km from a fission source. – Nucl. Sci. Engng., 1983, vol. 85, № 4, p. 371–386.
84. Nakamura T., Kosako T. A systematic study on the neutron skyshine from nuclear facilities. Part I. – Ibid., 1981, vol. 77, № 1, p. 168–181.
85. Терехин В.А., Крыжановский В.А., Коннов В.Н., Порецкий Л.Б. Спектр нейтронов в воздухе от критической сборки $^{235}\text{U} + \text{Cu}$. – Атомная энергия, 1968, т. 25, вып. 2, с. 153–154.
86. Ямпольский П.А., Коковихин В.Ф., Кондурушкин Н.А., Болятко А.В. Распространение нейтронов в воздухе у поверхности земли. – Там же, с. 122–125.

Статья поступила в редакцию 16 августа 1998 г.

СОДЕРЖАНИЕ

<i>Кошелев А.С., Одинцов Ю.М., Маслов Г.Н.</i> Характеристики бустер-реактора БР-1 при работе в бустерном режиме совместно с ускорителем ЛИУ-30	3
<i>Кошелев А.С., Одинцов Ю.М., Хоружий В.Х.</i> Практические аспекты постановки импульсного эксперимента для оперативной диагностики параметров точечной кинетики импульсного реактора БР-К1	11
<i>Кошелев А.С.</i> К выбору параметров запаздывающих нейтронов для импульсных реакторов на быстрых нейтронах	19
<i>Новиков С.А., Хворостин В.Н., Родионов А.В., Брюханов Н.В., Ботвинкин А.К.</i> Взрывные генераторы давления и их применение в горной промышленности	25
<i>Колесов В.Ф.</i> Вопросы управления, безопасности и метрологии в области аperiодических импульсных реакторов (обзор)	27

CONTENTS

<i>Koshelev A.S., Odintsov Yu.M., Maslov G.N.</i> Characteristics of BR-K1 booster-reactor at its operation in booster node jointly with LIA-30 accelerator	3
<i>Koshelev A.S., Odintsov Yu.M., Khoruzhy V.Kh.</i> Practical aspects of pulse experiment staging for operative diagnostics of point kinetic parameters of pulse reactor BR-K1	11
<i>Koshelev A.S.</i> On the choice of delayed neutron parameters for pulse reactor on fast neutrons ...	19
<i>Novikov S.A., Khvorostin V.N., Rodionov A.V., Bryukhanov N.V., Botvinkin A.K.</i> Explosive generators of pressure and application of them in the mining industry	25
<i>Kolesov V.F.</i> Control, safety and metrology in the sphere of aperiodical pulse reactors.	27

Ответственный за выпуск В. Ф. Колесов

Редактор В. М. Тагирова

Корректор М.В. Кривова

Подписано в печать 02.03.99

Формат 60x84/8

Офсетн. печ.

Усл. печ. л. 6,9

Уч.-изд. л. 7,3

Тираж 150

Зак. тип. 1805-98

Индекс 3646

5 статей

Отпечатано в ИПК ВНИИЭФ
607190, г. Саров Нижегородской обл.
ЛР № 020651 от 23.10.97

ВЗРЫВНЫЕ ГЕНЕРАТОРЫ ДАВЛЕНИЯ И ИХ ПРИМЕНЕНИЕ В ГОРНОЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ/ С.А. Новиков, В.Н. Хворостин, А.В. Родионов, Н.В. Брюханов, А.К. Ботвинкин// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1998. Вып. 2. С. 25-27.

В Российском федеральном ядерном центре в течение всего времени его существования проводится большой объем работ по изучению взрывных процессов и их применению в различных областях техники. В последние годы на базе этих работ созданы и испытаны взрывные генераторы давления, позволяющие производить разрушение горных пород при существенно меньших затратах ВВ (рис. 4, список лит. - 5 назв.).

УДК 621.039.562; 621.039.573; 621.039.58

ВОПРОСЫ УПРАВЛЕНИЯ, БЕЗОПАСНОСТИ И МЕТРОЛОГИИ В ОБЛАСТИ АПЕРИОДИЧЕСКИХ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ (Обзор)/ В.Ф. Колесов// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1998. Вып. 2. С. 27-59.

Представлен обзор работ, связанных с совершенствованием систем управления аperiodическими импульсными реакторами (АИР), с безопасностью этих устройств и с метрологией создаваемых импульсными реакторами внутренних и внешних полей радиации.

Особое внимание в обзоре уделено специфике режимов работы конкретных АИР, удовлетворяющих требованиям безопасности в условиях выхода в надкритическое состояние по мгновенным нейтронам, а также проблеме воспроизводимости параметров импульсов. Подробно рассмотрены типы инцидентов на АИР, административный регламент работ на АИР и методы анализа безопасности этих устройств. Важное место в обзоре предоставлено также информации о спектрах нейтронов и о закономерностях распространения радиации быстрых АИР в воздухе (рис. 16, табл. 9, список лит. - 86 назв.).

РЕФЕРАТЫ

УДК 621.039.514

ХАРАКТЕРИСТИКИ БУСТЕР-РЕАКТОРА БР-1 ПРИ РАБОТЕ В БУСТЕРНОМ РЕЖИМЕ СОВМЕСТНО С УСКОРИТЕЛЕМ ЛИУ-30/ А.С. Кошелев, Ю.М. Одинцов, Г.Н. Маслов// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1998. Вып. 2. С. 3-11.

Изучены характеристики бустер-реактора БР-1 при совместной работе в качестве бустера с мощным ускорителем электронов ЛИУ-30. В серии из 8 совместных пусков при значениях коэффициента умножения по мгновенным нейтронам от 100 до ~ 4500 реализованы импульсы делений в АЗ с энерговыделением от $\sim 3 \cdot 10^{14}$ до $\sim 1 \cdot 10^{16}$ дел./имп., полушириной от $\sim 0,1$ до ~ 40 мкс.

Максимальный нейтронный выход, равный $\sim 1,4 \cdot 10^{16}$ нейтр./имп. при длительности (полуширине) импульса 25 мкс, достигнут в совместном пуске с коэффициентом умножения реакторной системы 2570 ($\rho = 0,953 \beta_{\text{эф}}$) (рис. 6, табл. 1, список лит. - 13 назв.).

УДК 621.039.514

ПРАКТИЧЕСКИЕ АСПЕКТЫ ПОСТАНОВКИ ИМПУЛЬСНОГО ЭКСПЕРИМЕНТА ДЛЯ ОПЕРАТИВНОЙ ДИАГНОСТИКИ ПАРАМЕТРОВ ТОЧЕЧНОЙ КИНЕТИКИ ИМПУЛЬСНОГО РЕАКТОРА БР-К1/ А.С. Кошелев, Ю.М. Одинцов, В.Х. Хоружий// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1998. Вып. 2. С. 11-19.

На импульсном реакторе БР-К1 с четырьмя вариантами загрузки внутризонной полости крупногабаритными образцами различного типа детально исследованы практические возможности аппаратурно-программного варианта методики однократного импульса для прецизионного определения эффективных параметров нейтронной кинетики как с использованием априорной информации о параметрах фиксированных групп отраженных нейтронов, так и без ее использования.

Приводятся и анализируются значимые детали экспериментальной процедуры, результаты измерений и их обработки, результаты прогнозных оценок параметров импульсов делений в изученном в процессе физпуска БР-К1 диапазоне (рис. 5, табл. 2, список лит. - 6 назв.).

УДК 621.039.512

К ВЫБОРУ ПАРАМЕТРОВ ЗАПАЗДЫВАЮЩИХ НЕЙТРОНОВ ДЛЯ ИМПУЛЬСНЫХ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ/ А.С. Кошелев// ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов. 1998. Вып. 2. С. 19-24.

Избранные экспериментальные данные, полученные в специальных кинетических экспериментах на импульсных ядерных реакторах БР-1, БР-К1, использованы для формирования 6-групповых представлений параметров запаздывающих нейтронов деления урана-235 и урана-238, позволяющих удовлетворить условие равноточного описания кинетического поведения реакторов БР-1, БР-К1 на интервале изменения реактивности между запаздывающей и мгновенной критичностью.

Изложены основные положения методики проведения экспериментов и процедуры корректировки исходных версий параметров запаздывающих нейтронов.

Приводятся сформированные для реакторов БР-1, БР-К1 12-групповые версии параметров запаздывающих нейтронов и рекомендуемые для использования на импульсных реакторах на быстрых нейтронах основополагающие 6-групповые версии параметров запаздывающих нейтронов деления для урана-235 и урана-238 (рис. 3, табл. 2, список лит. - 7 назв.).

3-10

Индекс 3646

ISSN 0205-4671. Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 1998, вып. 2, 1-62