

P3-2026-2

В. Л. Аксенов¹, А. Е. Верхоглядов¹,
М. М. Подлесный^{1,*}, Е. П. Шабалин¹

ИМПУЛЬСНЫЕ БЫСТРЫЕ РЕАКТОРЫ

К 70-летию Объединенного института
ядерных исследований

Направлено в журнал «Natural Science Review»

¹ Объединенный институт ядерных исследований, Дубна, Россия

* E-mail: podlesny@phystech.edu

Импульсные быстрые реакторы

В 1960 г. в ОИЯИ начал работать ИБР — первый в мире импульсный реактор периодического действия на быстрых нейтронах. С 1984 г. эксплуатируется реактор второго поколения — ИБР-2. Представлен анализ характерных особенностей реакторов типа ИБР, основной из которых является нестабильность колебаний мощности. Предлагается описание концептуального проекта реактора третьего поколения НЕПТУН, который решит проблему нестабильностей и откроет новые возможности для исследований с использованием нейтронных пучков.

Работа выполнена в Лаборатории нейтронной физики им. И. М. Франка ОИЯИ.

Fast Pulsed Reactors

In 1960, the world's first fast pulsed nuclear reactor IBR was created at the JINR. The second-generation reactor IBR-2 has been in operation since 1984. An analysis of the distinctive characteristics of the IBR type reactors is presented, the main one of which is related to the instabilities of power fluctuations. A description of the conceptual design of a third-generation reactor NEPTUN is proposed, which solves the problem of instabilities and opens up new possibilities for neutron beam research.

The investigation has been performed at the Frank Laboratory of Neutron Physics, JINR.

ВВЕДЕНИЕ

В большом семействе импульсных ядерных реакторов особое место занимают периодические импульсные реакторы, в которых вспышки делений формируются внешней модуляцией реактивности с заданным периодом. В 1955 г. Д. И. Блохинцев предложил идею такого типа реактора с периодической модуляцией реактивности — вращением части активной зоны (рис. 1). Реакция деления в реакторе генерируется быстрыми нейтронами, поэтому он получил название «импульсный быстрый реактор» (ИБР) [1]. Один раз за цикл длительностью от 0,01 до 10 с реактор на короткое время, менее одной миллисекунды, переводится из состояния глубокоподкритического ($3-5\% k_{эф}$) в надкритическое по мгновенным нейтронам. Это создает импульс мощности длительностью 40–200 мкс при незначительном фоне между импульсами (4–6% от средней мощности).

В 1956 г. в Физико-энергетическом институте (ныне ФЭИ им. А. И. Лейпунского, Обнинск) И. И. Бондаренко и Ю. Я. Стависским была разработана приближенная теория ИБР (в открытой печати она была опубликована в 1959 г. [2]) и началось проектирование. В том же 1956 г. был образован Объединенный институт ядерных исследований (ОИЯИ) в Дубне. Из воспоминаний первого директора ОИЯИ Д. И. Блохинцева [3]: «По первоначальному плану ОИЯИ мыслился в виде трех лабораторий, эквивалентных каждая институту. Две из них уже существовали. Третью лабораторию предполагалось нацелить на технологические работы по атомной технике. Я предложил создать Лабораторию теоретической физики. Это предложение сразу же было поддержано и принято.

Сложнее обстояло дело с Технологической лабораторией. Необходимо было создать нечто вроде второго Обнинска... И тогда мне пришла в го-

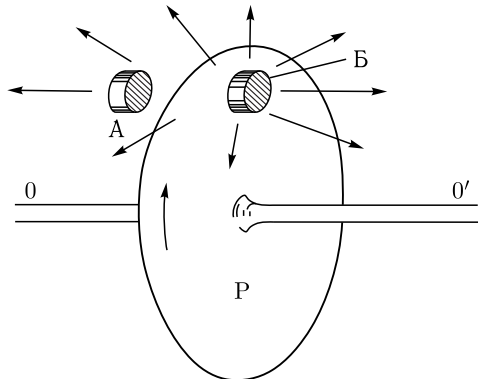


Рис. 1. Принцип действия периодического импульсного реактора ИБР: Р — быстро вращающийся диск — ротор; Б — кусок урана, смонтированный в диск; А — статор — неподвижный кусок урана; стрелки указывают направление потока нейтронов в момент прохождения Б около А (рисунок взят из [3])

лову мысль — вместо Технологической лаборатории создать Лабораторию ядерной физики и в качестве источника нейтронов использовать импульсный периодически действующий реактор ИБР-1, только что изобретенный в обнинском ФЭИ... Я пошел к И. В. Курчатову... Он одобрил мое предложение и сказал: “Пойдем к генералу” (к А. П. Завенягину). Так при содействии Игоря Васильевича в ОИЯИ возникла Лаборатория нейтронной физики...»

23 июня 1960 г. в ОИЯИ, в Лаборатории нейтронной физики, возглавляемой лауреатом Нобелевской премии по физике академиком И. М. Франком (в настоящее время ЛНФ им. И. М. Франка), начал работать первый в мире периодический импульсный реактор [4]. Этот реактор первого поколения прошел ряд модернизаций и завершил свою работу в 2001 г. С 1984 г. в ОИЯИ работает ИБР второго поколения — ИБР-2 (после модернизации — ИБР-2М). Работы по созданию реакторов в ОИЯИ и проводимые на них исследования отмечены Государственной премией СССР (1971 г.), премией Правительства РФ (1996 г.) и Государственной премией РФ (2000 г.).

В настоящей работе мы опишем, не вдаваясь в детали, эволюцию импульсных быстрых реакторов, отметим наиболее значимые полученные результаты, повлиявшие на развитие науки, и обсудим возможные перспективы. Главное внимание будет уделено проекту реактора ИБР третьего поколения — НЕПТУН, который по своим параметрам и характеристикам превосходит реакторы предыдущих поколений и может вывести нейтронные исследования вещества на новый уровень.

Настоящая работа — расширенная версия наших аргументов в пользу принципиально новой конструкции, в которой решена проблема неустойчивостей и открываются новые перспективы физических исследований. Главное состоит в следующем. Во-первых, характерной чертой ИБР второго поколения является динамическая неустойчивость колебаний мощности. По мере выгорания топлива эта тенденция нарастает, и работа реактора становится неустойчивой. В результате наступает момент, когда приходится существенно снижать мощность, а соответственно, и поток нейтронов до уровня, предельно допустимого для ряда экспериментов. Во-вторых, параметры ИБР второго поколения ограничивают его использование для задач физики конденсированных сред. Увеличение плотности потока нейтронов примерно на порядок на реакторе НЕПТУН позволит проводить эксперименты и в области ядерной физики.

1. ПЕРВОЕ ПОКОЛЕНИЕ

К первому поколению принадлежат ИБР (1960–1968 гг.), его модификация в 1965 г. — супербустер, гибрид пульсирующего реактора и ускорителя-микротрона, и ИБР-30 (1969–2001 гг.) — реактор ограниченной мощности 20 кВт с тепловыделяющими элементами меньшего диаметра и повышенным воздушным охлаждением, работавший также как супербустер с линейным ускорителем электронов ЛУЭ-40.

Проект, сооружение и пуск первого ИБР проводились при ведущей роли опытных физиков Обнинска (помимо Ю. Я. Стависского в работах участвовали Ф. И. Украинцев, О. Д. Казачковский, Н. В. Красноярров, Ю. А. Блюмкина, В. А. Малых, В. П. Зиновьев и др.) и с участием сотрудников ЛНФ ОИЯИ, руководимых И. М. Франком (С. К. Николаев, Б. Н. Дерягин, С. А. Квасников, В. Д. Ананьев, Е. П. Шабалин, Б. Н. Бунин и др.). Для разработки вращающегося диска ИБР с запрессованным в него вкладышем из высокообогащенного урана (сделанным в Обнинске) была привлечена группа Г. Е. Блохина из Центрального института авиационного моторостроения (ЦИАМ), в создании системы управления и защиты реактора принял участие ЦНИИ-58, а тепловыделяющие элементы (твэлы) из плутония создавались под руководством И. С. Головнина (ВНИИНМ, Москва). Кстати, твэлы для всех последующих ИБР разрабатывались им же, и надо отдать должное их исключительной надежности.

Быстрота, с которой создавался первый ИБР, для нашего времени неопостижима: всего четыре года с момента появления идеи до пуска готовой базовой установки. Первый в мире периодический импульсный реактор ИБР со средней мощностью 1 кВт и длительностью импульса 40 мкс был

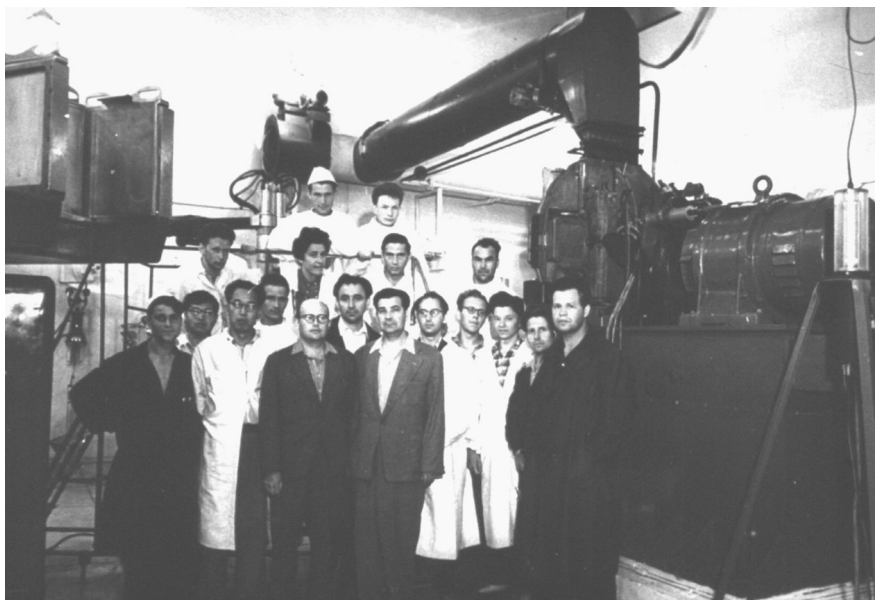


Рис. 2. Группа физического пуска ИБР в зале реактора, июнь 1960 г. В первом ряду: Н. А. Кульков, Ким Хен Бон, Ю. Я. Стависский, Ф. И. Украинцев, В. Н. Жуков. Во втором ряду: Ван Ши-ди, Б. П. Шмаков, С. К. Николаев, В. П. Зиновьев, Б. Н. Бунин, А. А. Лошкарев, Н. С. Бычков. В третьем ряду: В. П. Пластинин, Ю. А. Блюмкина, Б. Н. Дерягин, В. В. Дрожжин. В верхнем ряду: Е. Н. Кулагин и Е. П. Шабалин

пущен в Дубне, Объединенном институте ядерных исследований, 23 июня 1960 г. [4] (рис. 2). И все последующие ИБР создавались только в Дубне, если не принимать во внимание японский реактор YAYOI и серийные реакторы типа TRIGA, которые могут работать только в режиме редко повторяющихся импульсов (не чаще одного раза за несколько минут).

С целью упрощения конструкции уникального, впервые сооружаемого реактора средняя мощность ИБР была выбрана небольшой — 1 кВт (при этом мгновенная мощность в импульсе достигала 5 МВт). В дальнейшем В. Д. Ананьевым была обоснована возможность при повышении расхода охлаждающего воздуха повысить среднюю мощность реактора до 6 кВт, и с 1964 г. реактор работал на мощности от 2 до 6 кВт [5, 6].

Изначально ИБР предполагалось использовать, как уже отмечалось, для целей ядерной физики (измерения полных и парциальных нейтронных сечений, параметров нейтронных резонансов, уровней возбуждения ядер и т. п.) с применением метода спектроскопии нейтронов. Но уже вскоре после пуска реактора также успешно начала развиваться программа изучения структуры и динамики кристаллических веществ методами рассеяния медленных нейтронов. Это направление было инициировано польскими физиками Б. Бурасом и Е. Яником и поддержано Ф. Л. Шапиро. Вообще, довольно длинный импульс реактора (50 мкс) был более адекватен задачам физики конденсированных сред [7, 8].

Возможности использования метода времени пролета в дифракции нейтронов впервые обсуждал П. Эгельстаф в 1954 г. В 1961 г. Б. Бурас попытался применить этот метод на стационарном реакторе в Сверке (Варшава) с использованием прерывателя Ферми для создания импульсов нейтронов. Однако интенсивность этого источника оказалась недостаточной для выполнения реальных экспериментов. В 1962 г. Б. Бурас и Ф. Л. Шапиро предложили перенести эти эксперименты в Дубну — на реактор ИБР. Опыты оказались успешными, и именно их можно считать первой практической реализацией дифракции нейтронов с использованием метода времени пролета (рис. 3). В дальнейшем на реакторе ИБР-30 сотрудниками Лаборатории нейтронной физики были предложены практически все методики в этом направлении, которые были использованы и в других нейтронных центрах на импульсных источниках.

С появлением высокопоточных импульсных источников нейтронов в середине 1980-х гг. метод времени пролета в дифракции нейтронов превратился в мощный метод структурных исследований и получил широкое распространение. Предпосылками для этого стали сразу несколько обстоятельств: большая гибкость в постановке экспериментов, в частности возможность проводить параллельное сканирование и по длине волны, и по углу рассеяния; возможность регистрировать нейтронограмму при фиксированном угле рассеяния, что позволило резко увеличить диапазон налагаемых на образец внешних давлений; возможность регистрировать трехмерные (3D) нейтронограммы, используя 2D-позиционно-чувствительный детектор и время пролета в качестве третьей координаты. Это обстоятельство оказалось исключительно полезным в изучении несоизмери-

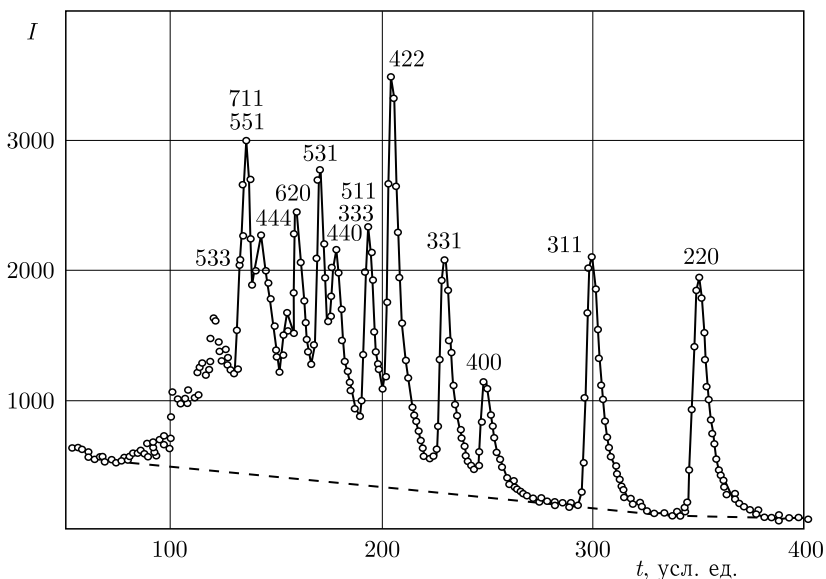


Рис. 3. Нейтронограмма Si, измеренная на ИБР-1. $\Delta d/d \approx 0,02$ [7]

мых структур и некогерентного диффузного рассеяния, возникающего при структурных фазовых переходах.

Для сокращения импульса первый ИБР, по предложению Ф. Л. Шапиро, с 1964 г. начал использоваться в режиме размножения нейтронных импульсов нейтронопроизводящей мишени электронного ускорителя-микротрона (рис.4), в создании которого ведущую роль сыграли И. М. Матора, С. П. Капица (Институт физических проблем АН СССР) и Р. В. Харьюзов [9]. С пуском импульсного бустера (так был назван тандем ускорителя и ИБР) длительность нейтронного импульса сократилась до 3 мкс, а фактор качества импульсного источника нейтронов N/θ^2 , введенный Ф. Л. Шапиро (N — интенсивность источника, или поток нейтронов с поверхности замедлителя, θ — длительность нейтронной вспышки), увеличился почти на два порядка. В дальнейшем микротрон был заменен более интенсивным линейным резонансным ускорителем [10].

В 1966 г. на ИБР был осуществлен режим импульсов с переменной амплитудой, а также режим редких импульсов с периодом повторения 5 с. Для создания такого режима понадобился модулятор реактивности с тремя подвижными элементами, синхронизированными между собой. Два более быстрых модулятора были те же, что и в обычном режиме (5–10 Гц), а именно вращающиеся стальные диски с запрессованными в них урановыми вкладышами. Третьим элементом модулятора реактивности был качающийся (вверх-вниз) стержень из вольфрама. В режиме редких импульсов пиковая мощность была 1 ГВт.

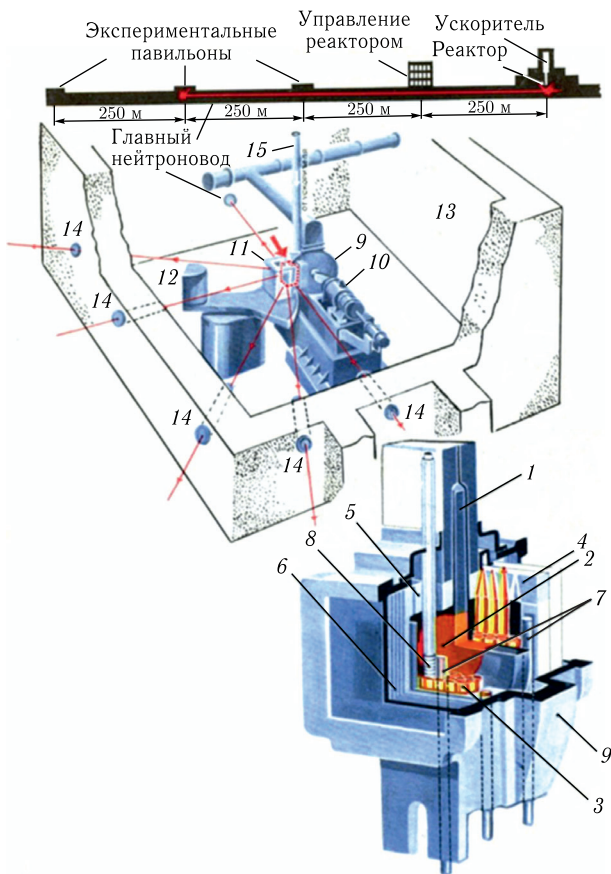


Рис. 4. Импульсный быстрый реактор ИБР: 1 — стальной вращающийся диск; 2 — подвижная часть реактора (уран); 3 — твэлы в неподвижной части; 4, 5 — опорные элементы конструкции; 6 — отражатель нейтронов; 7 — органы управления; 8 — нейтронопроизводящая мишень электронов ускорителя; 9 — корпус; 10 — двигатель диска; 11 — замедлитель нейтронов; 12, 13 — биологическая защита; 14 — нейтроны; 15 — электроновод

ИБР завершил работу в августе 1968 г. Примечательно, что последним экспериментом на этом реакторе был знаменитый опыт по первому наблюдению ультрахолодных нейтронов (УХН) (рис. 5), осуществленный как раз в режиме редких импульсов [11].

В первом наблюдении УХН их плотность составляла всего 10^{-5} см⁻³. В исследования с УХН за это время были вовлечены различные исследовательские центры в нашей стране и за рубежом — Москве (пять институтов), Дубне, Гатчине, Алма-Ате, Мелекессе (Димитровграде) и Лыткарино, а также Германии, Канаде, Англии, Франции и США. Для получения

УХН были использованы исследовательские реакторы, начиная с университетского маломощного реактора мощностью 0,5 МВт до высокопоточного реактора СМ-2 мощностью 100 МВт с рекордным потоком нейтронов [12]. Всего в разных лабораториях мира было построено более 40 типов различных нейтронных и других конструкций по извлечению УХН. Усилиями ряда экспериментальных групп изучались вопросы генерации, транспортировки, спектроскопии, хранения и детектирования УХН. В настоящее время максимально достижимая плотность составляет $\sim 100 \text{ см}^{-3}$, т. е. на семь порядков больше, чем в первом эксперименте. Время удержания УХН в сосудах в основном определяется только процессом бета-распада свободных нейтронов — $\sim 900 \text{ с}$. Все эти данные получены чисто эмпирически, теория УХН больших достижений в этой области пока не имеет. Главным достижением применения УХН в фундаментальных экспериментах является существенное понижение границы существования ЭДМ (до $d_n < 0,18 \cdot 10^{-25} \text{ е} \cdot \text{см}$) и измерение времени жизни свободного нейтрона $\tau = (878 \pm 0,5) \text{ с}$, это важные константы для понимания законов структуры микромира [13].

10 июня 1969 г. был введен в работу усовершенствованный аналог ИБР — ИБР-30 («30», потому что проектная средняя мощность его была 30 кВт, но работал реактор на мощности 20–25 кВт). Увеличение мощности было достигнуто изменением конструкции плутониевых твэлов и введением в стальной диск двух урановых вкладышей (модуляторов реактивности) вместо одного. Был сохранен режим редких импульсов с периодом пульсации до 13 с. неполадки в механической системе привода вольфрамового стержня послужили причиной аварии на ИБР-30 в 1972 г. После этого события режим редких периодических импульсов был аннулирован.

Бустерный режим (а ИБР-30 использовался попеременно в режиме реактора и в режиме бустера до 1986 г., когда была отменена работа в режиме реактора) осуществлялся с линейным резонансным ускорителем ЛУЭ-40 в качестве инжектора с энергией ускоренных электронов 44 МэВ и током в импульсе 0,2 А. Средняя мощность в режиме бустера была 10 кВт при полуширине вспышки быстрых нейтронов 4 мкс.

Высокая светосила спектрометра на ИБР-30 позволила открыть ряд совершенно новых направлений в изучении ядра и физике конденсированных сред [14]. Широко известны, например, такие работы, как исследования сверхтонких взаимодействий нейтрон-ядро, эффектов несохранения четности, редкой реакции (n, α) в резонансах и др. В 1971 г. работы по созданию реакторов типа ИБР и импульсных бустеров были удостоены Государственной премии СССР.

К такого рода научным направлениям, повлиявшим на развитие науки, относятся исследования поляризованных ядер с использованием поляризованных нейтронов. Идея получения поляризованных нейтронов методом пропускания через поляризованную протонную мишень на светосильном импульсном реакторе ИБР была предложена научным лидером лаборатории Ф. Л. Шапиро в 1963 г. Уже в следующем году она была

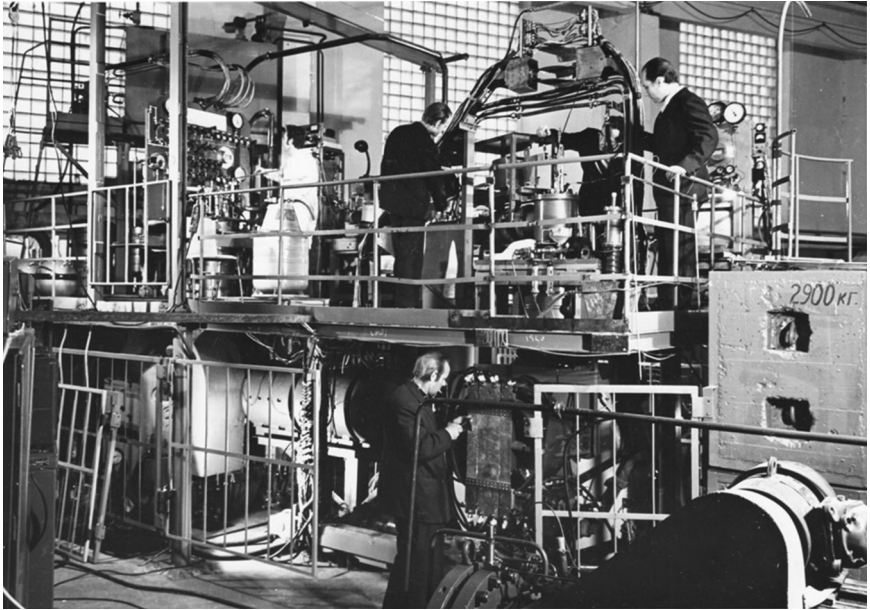


Рис. 6. Установка «Поляна»

успешно реализована под его руководством П. Драгическу, В. И. Лушиковым, В. Г. Николенко и Ю. В. Тараном. Затем этой же группой совместно с В. П. Алфименковым была решена задача создания поляризованной мишени ядер гольмия и дейтерия (установка «Поляна», рис. 6), с помощью которой были выполнены работы по определению спинов компаунд-состояний ядра ^{165}Ho и впервые однозначно определены длины рассеяния нейтрона на дейтроне [15].

В начале 1980-х гг. под руководством Л. Б. Пикельнера с участием В. П. Алфименкова, С. Б. Борзакова, Во Ван Тхуана, Ю. Д. Мареева, А. С. Хрыкина и Э. И. Шарапова на пучке поляризованных резонансных нейтронов были проведены пионерские исследования эффектов несохранения пространственной Р-четности для p -волновых резонансов ^{139}La и ^{117}Sn . Проведенные эксперименты подтвердили предсказанные теоретиками большие усиления Р-нечетных эффектов по сравнению с полученными ранее на тепловых нейтронах [13].

Эти эксперименты инициировали дальнейшую большую исследовательскую программу по эффектам Р-нечетного дихроизма в Лос-Аламосе и измерению Р-нечетных эффектов в реакциях (n, γ) и (n, f) в Дубне и Гатчине.

В последующем, в 1990-е гг., в коллаборации с коллегами из ПИЯФ (Гатчина) и ФЭИ (Обнинск) на источнике ИБР-30 + ЛУЭ-40 были выполнены циклы экспериментов по измерению Р-четных и Р-нечетных угловых

корреляций осколков деления ядер ^{235}U и ^{239}Pu с использованием поляризованных нейтронов и выстроенных ядерных мишеней. Полученные данные были успешно проанализированы на основе оригинального теоретического подхода, развитого в ЛНФ совместно с Курчатовским институтом.

Эти методически весьма сложные эксперименты остаются до сих пор уникальными и никем не повторенными.

Бустер ИБР-30 был выведен из эксплуатации в 2001 г. с тем, чтобы в дальнейшем заменить его бустером с существенно более коротким импульсом, более адекватным исследованиям по фундаментальной и прикладной ядерной физике. Работу по проекту нового бустера возглавили и активно продвигали В. Л. Аксенов, Ю. П. Попов и В. Т. Руденко. Объявленный конкурс на создание нового линейного ускорителя для бустера с напряженными исходными параметрами — мощностью пучка 10 кВт при продолжительности импульса не более 250 нс и частоте повторения 100–150 Гц при длине ускорителя не более 8 м — выиграла команда Института ядерной физики им. Г. И. Будкера СО РАН. В 1992 г. при активном участии В. Л. Ломидзе, А. К. Красных и В. И. Фурмана была окончательно сформулирована концепция нового источника, получившего имя ИРЕН (Источник РЕзонансных Нейтронов) [16]. Официальный статус проекта новой базовой установки ОИЯИ ИРЕН получил на 75-й сессии Ученого совета в мае 1994 г. Тогда же руководителем проекта был назначен В. И. Фурман, главным инженером — В. Д. Ананьев и ответственным за ускорительную часть ИРЕН — А. К. Красных, НИКИЭТ выступил разработчиком проекта мишенной части. Были изготовлены плутониевые твэлы на комбинате «Маяк». К сожалению, режим размножающей мишени реализован не был.

2. ВТОРОЕ ПОКОЛЕНИЕ

Как результат успешного начала программы изучения структуры и динамики конденсированных сред на первом реакторе ИБР уже в 1963 г. начались предварительные расчетные работы по обоснованию возможности создания значительно более мощного ИБР [17], по своим нейтронным характеристикам для исследований методами рассеяния медленных нейтронов не уступающего 50–100-мегаваттным стационарным реакторам (NFR в ИЛЛ, Гренобль; SM-2 в НИИАР, Димитровград; ПИК в ПИЯФ, Гатчина) и имеющимся тогда на уровне концепций источникам на основе протонных ускорителей (Spallation Neutron Sources, SNS). Интенсивная работа над созданием импульсного реактора средней мощностью 5–10 МВт под названием ИРМ началась в 1967 г. после того, как были опубликованы проекты мощных реакторов типа ИБР в Европе (SORA) [18, 19] и в США (Брукхейвенская лаборатория) [20].

Ни один из этих зарубежных проектов, однако, не был реализован. Между прочим, в этих проектах имелись принципиальные, фатальные погрешности, которые не позволили бы иметь декларируемые параметры (мощность и длительность импульса). Например, реактор по Брукхейвен-

скому проекту вместо средней мощности 30 МВт смог бы работать только на мощности не выше нескольких мегаватт вследствие так называемой импульсной неустойчивости, которая принципиально присуща импульсным реакторам периодического действия и была открыта в ЛНФ [21, 22]. В Дубне же новый реактор с проектной мощностью 4 МВт под названием ИБР-2 был построен к 1977 г. с участием НИКИЭТ, ГСПИ, ВНИИНМ и других институтов и организаций СССР и стран-участниц ОИЯИ. Физический пуск был завершён в 1978 г., а начало официальной эксплуатации пришлось на апрель 1984 г. [23, 24]. Продолжительный период пуска реактора объясняется новизной проблемы и стремлением снизить до минимума риск предаварийных ситуаций. Среднюю мощность решили ограничить 2 МВт для обеспечения предельно возможной ядерной безопасности и надёжности установки, а длительность импульса оказалась равной 216 мкс вместо проектного значения 90 мкс. Но и с этими параметрами ИБР-2 стал и остаётся одним из наиболее эффективных импульсных источников медленных нейтронов для исследования конденсированных сред.

Конструкция активной зоны ИБР-2 определялась в первую очередь требованиями получения высоких нейтронных потоков — порядка $10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ в импульсе при малой длительности импульсов. Это возможно только на реакторе, имеющем мощность несколько мегаватт. Поэтому пришлось отступить от принципиальной схемы первых ИБР, так как при ней нельзя обеспечить необходимый теплосъём с подвижных элементов модулятора реактивности, содержащих делящиеся элементы. Для ИБР-2 была принята схема [25, 26], при которой модуляция реактивности осуществляется за счёт перемещения основного и дополнительного отражателей нейтронов около активной зоны (рис. 7).

Поскольку материал отражателя не содержит делящихся элементов, теплосъём с него легко обеспечивается потоком газообразного гелия. Подвижный отражатель — модулятор реактивности — выполнен в виде двух лопастей сложной конфигурации, имеющих диаметр 2,4 м и массу несколько сот килограммов каждая. Лопастей основного отражателя вращаются со скоростью до 1500 мин^{-1} в плоскости, параллельной касательной к поверхности зоны. Импульс мощности возникает при одновременном прохождении обеих лопастей около зоны. Для гарантий безопасности и постоянства амплитуд импульсов мощности механизм вращения лопастей выполнен с очень высокой точностью. Так, флуктуации положения конца лопасти в момент прохождения около активной зоны не превышают нескольких десятков микрометров. Специальная электронная система контролирует стабильность работы отражателя.

Требование получения высоких нейтронных потоков при малой длительности импульсов привело также к необходимости создания компактной зоны с большим удельным тепловыделением и малым временем жизни нейтронов. Была выбрана активная зона из окиси плутония с натриевым охлаждением, аналогичная активной зоне реактора БР-5, построенного в Физико-энергетическом институте в 1960-х гг. Это решение позволило, с одной стороны, удовлетворить достаточно полно требования к реактору

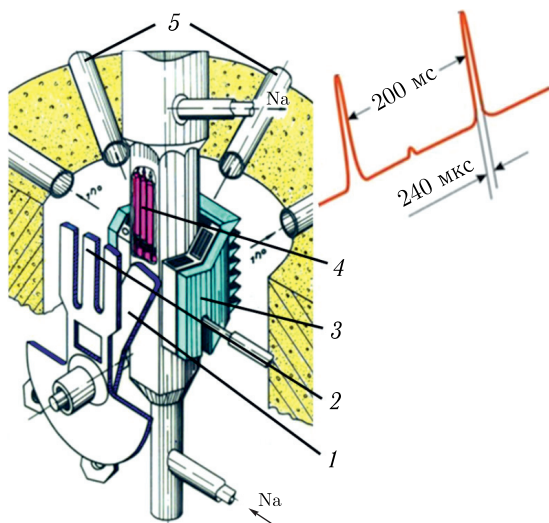


Рис. 7. Схема генерации импульсов нейтронов: 1 — основной подвижный отражатель; 2 — дополнительный подвижный отражатель; 3 — водяной замедлитель; 4 — активная зона; 5 — нейтронотводы

как источнику нейтронов, а с другой — использовать уже испытанные технические решения и хорошо разработанную промышленную технологию как при изготовлении активной зоны ИБР-2, так и при изготовлении, наладке и эксплуатации натриевой системы ее охлаждения. Система натриевого охлаждения функционирует с момента ее запуска в 1981 г. до настоящего времени успешно и непрерывно — и во время работы реактора, и в остальное время.

Подвижный отражатель — один из наиболее ответственных и технических самых оригинальных узлов ИБР-2 (рис. 8). Он не имеет аналогов не только в реакторостроении, но и в других областях техники. Именно подвижный отражатель определяет длительность импульса мощности ИБР — важнейший параметр, от которого зависит разрешение нейтронного спектрометра на пучке реактора как в дифракционных экспериментах, так и в исследованиях методом неупругого рассеяния нейтронов. Пробная частица для изучения структуры и динамики вещества — это тепловой нейтрон, время диффузии которого в водородосодержащих веществах внешнего замедлителя быстрых нейтронов 100–200 мкс. Поэтому желательная длительность импульса быстрых нейтронов реактора — порядка 100 мкс. Первый вариант подвижного отражателя, с которым осуществлялся физический пуск реактора в 1978 г., не мог обеспечить импульс короче 300 мкс в рабочем режиме. Дело в том, что дополнительный подвижный отражатель (ДПО) целесообразно размещать за основным подвижным отражателем (ОПО), расположенным ближе к активной зоне, это увеличи-

вает угол обзора реактора экспериментальными устройствами. В то же время такое расположение отражателей приводит к возникновению «теневого» эффекта реактивности, причиной которого является экранировка одного блока отражателя другим. Этот эффект снижает скорость изменения реактивности при формировании импульса мощности и приводит к увеличению его длительности. В результате проведенных в ЛНФ расчетных и экспериментальных исследований на стендах ЭПОС [27,28] была найдена конфигурация ДПО (так называемый трезубец), при которой теневой эффект реактивности незначителен. Три модулятора реактивности с ДПО в виде трезубца работали на ИБР-2 с момента пуска до 2003 г., по 6–7 лет каждый.

Вредный теневой эффект реактивности превращается в полезный при «зубчатой», или «решетчатой», структуре обоих ПО. Идея такого модулятора реактивности была предложена сотрудниками ЛНФ еще в 1971 г. [29]. Суть ее состоит в том, что при решетчатой структуре оба ПО — и основной, и дополнительный — двигаются в противоположных направлениях. При этом реактивность меняется на значительную величину уже за малое время, равное времени взаимного перекрытия «зубьев», обеспечивающее короткую длительность импульса. Для реактора ИБР-2 был разработан модулятор этого типа для работы на больших скоростях ОПО и ДПО (1500 и 1200 об/мин), что обеспечило бы полуширину импульса мощности реактора (110 ± 5) мкс вместо 216 мкс для ПО с «трезубцем» ДПО при той же скорости вращения. Однако финансовые трудности в 1990-е гг. заставили отказаться от реализации этого проекта (пришлось бы изготавливать сложную и дорогую машину каждые 5 лет). Вместо этого был создан решетчатый отражатель из никелевого сплава на медленную скорость вращения при сохранении длительности импульса мощности. Он успешно прошел пуск на реакторе в 2004 г., показав 220 мкс при скорости ОПО только 600 об/мин. Работа на медленных скоростях вращения позволяет продлить ресурс безопасной эксплуатации ПО до 20 лет. Этот же отражатель используется и на модернизированном реакторе ИБР-2М (о нем будет сказано ниже).



Рис. 8. Подвижный отражатель реактора ИБР-2

На пучках ИБР-2 установлены дифрактометры и спектрометры упругого и неупругого рассеяния нейтронов, основанные на использовании метода времени пролета и предназначенные для исследований конденсированных сред. Высокая плотность потока медленных нейтронов, которая выше, чем в других импульсных источниках для исследований на выведенных нейтронных пучках (до 10^{16} см⁻²·с⁻¹ в импульсе и до 10^{13} см⁻²·с⁻¹ в среднем по времени), позволяет осуществить эксперименты по изучению очень сложных объектов, таких как белковые молекулы и органические кристаллы, жидкие кристаллы, а также исследовать текстуру минералов и сплавов и т. д. Научные исследования на ИБР-2 уже вышли за границы области физики твердого тела, и методы нейтронной спектроскопии стали применяться для целей биологии, медицины, геологии, металловедения и других наук. Проводятся эксперименты, которые почти недоступны для обычных исследовательских реакторов: изучение фазовых переходов в экстремально высоких магнитных полях, реализуемых с помощью импульсных магнитов, изучение кинетики быстропротекающих процессов в биологических объектах и т. д.

В качестве примера труднодоступных экспериментов приведем использование глубоконеупругого рассеяния надтепловых нейтронов при изучении одной из самых фундаментальных проблем физики — проблемы наблюдения конденсата Бозе–Эйнштейна в сверхтекучем гелии. Приведем цитату [30]: «В 1941 г., вскоре после открытия явления сверхтекучести, Л. Д. Ландау буквально “с колес”, как выразился П. Л. Капица, построил феноменологическую модель, которая хорошо описала ряд важных свойств гелия. Анализ на микроскопическом уровне появился спустя пять лет в работах Н. Н. Боголюбова. Теория Боголюбова основана на физическом допущении, что в слабонеидеальном бозе-газе существует конденсат, подобно тому, как это имеет место в идеальном бозе-газе. Существование бозе-конденсата приводит к единой волновой функции всей системы, т. е. коллективному эффекту, поэтому наличие сколь угодно слабого взаимодействия преобразует одночастичные возбуждения в спектр коллективных возбуждений».

Решающий вклад в исследования конденсации Бозе–Эйнштейна в гелии-4 внесли физики ОИЯИ совместно с коллегами из ФЭИ им. А. И. Лейпунского (Обнинск) и Харьковского физико-технического института. Экспериментальные исследования жидкого гелия на импульсном реакторе ИБР-30 в Дубне начались в 1968 г. (Ж. А. Козловым и др.). Они были продолжены на реакторе ИБР-2, после пуска спектрометра ДИН-2ПР.

Экспериментальные результаты, полученные на спектрометрах ДИН-1М и ДИН-2ПР, представляют собой наиболее полную систему данных по плотности конденсата Бозе–Эйнштейна n_0 в широком интервале температур: 4,2–0,4 К (рис. 9). Впервые всесторонне была освещена связь сверхтекучести с появлением конденсации Бозе–Эйнштейна в соответствии с теорией Боголюбова и детально изучен спектр возбуждений Боголюбова–Ландау.

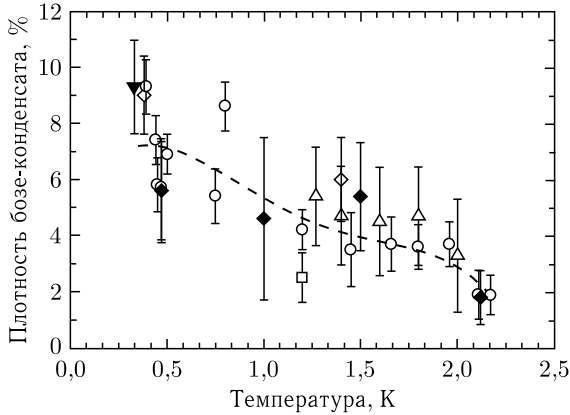


Рис. 9. Экспериментальные значения плотности конденсата Бозе–Эйнштейна n_0 , полученные методом неупругого рассеяния нейтронов: \circ — данные, полученные на спектрометре ДИН-1М; \diamond — данные, полученные на спектрометре ДИН-2ПР; \triangle , \square , \blacktriangledown , \blacklozenge — другие эксперименты [31]. Штриховая линия — ориентировочный ход зависимости $n_0(T)$

Ведущие научные центры мира, использующие нейтронные методы, развивают сейчас базу источников на основе сверхточных протонных ускорителей на энергию 1–1,5 ГэВ — так называемых Spallation Neutron Source (SNS). Однако низкая частота повторения импульсов реактора ИБР-2 и высокая пиковая плотность потока нейтронов на поверхности замедлителя ($5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ для широких пучков и $10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ для коллимированных пучков) рассматриваются как преимущество реакторных источников нейтронов, так как это позволяет исследовать широкую область передачи импульсов, изучать слаборассеивающие образцы, использовать узкую коллимацию для улучшения пространственного разрешения. Большая длительность импульса (320 мкс по тепловым нейтронам) считалась ранее естественным недостатком ИБР-2 из-за ограничения временного разрешения спектрометров при использовании традиционных методик.

Однако внедрение техники фурье-дифрактометрии и других современных методик в корне изменило ситуацию [7]. Реактор ИБР-2, обладавший рекордно высоким потоком тепловых нейтронов в импульсе, в обычной постановке дифракционного эксперимента имел большие преимущества в исследованиях, не требующих высокого разрешения. Однако для прецизионных измерений точности на уровне 1% не хватало.

Для реактора ИБР-2 обычный способ увеличения пролетной базы не годится, так как $\Delta t_0 = 320$ мкс. Поэтому был предложен и адаптирован для применения на реакторе ИБР-2 обратный метод времени пролета с использованием фурье-прерывателя.

Создание фурье-дифрактометра высокого разрешения (ФДВР) на реакторе ИБР-2 имело принципиальное значение. Во-первых, появилась возможность прецизионных структурных исследований, которая сразу же

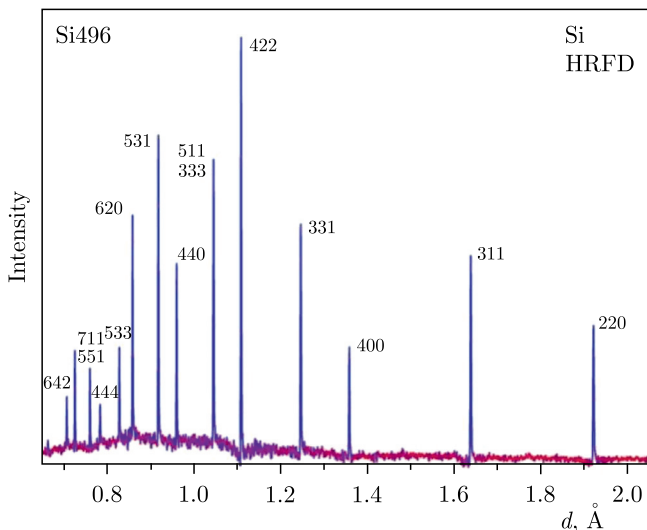


Рис. 10. Нейтронограмма Si, измеренная на ФДВР ИБР-2 в 1996 г., $\Delta d/d \approx 0,0011$ [8]

была использована для изучения новых материалов. Во-вторых, было показано, что при умелом использовании источника нейтронов с длинным импульсом имеют практически те же возможности, что и короткоимпульсные источники на базе протонных ускорителей, причем стоимость последних на один-два порядка больше. Этот опыт уже используется в мире. На рис. 10 приведена дифрактограмма тестового образца кремния, измеренная на ФДВР, для сравнения с первыми измерениями методом времени пролета, показанными на рис. 3.

Прогресс во многих областях науки и техники напрямую связан либо с открытием необычных свойств уже известных материалов, либо с появлением новых химических соединений. Яркий пример, известный в том числе и неспециалистам, — открытие в конце 1980-х гг. целого семейства соединений, в которых состояние сверхпроводимости, т. е. отсутствие сопротивления электрическому току, возникает при довольно высоких температурах.

Одним из ярких примеров эффективности использования нейтронов в структурных исследованиях может служить расшифровка кристаллической структуры высокотемпературных сверхпроводников (ВТСП). Их открытие в 1986 г. стало крупнейшим событием в физике, его долго ждали, оно вызвало большой бум не только в научной, но и в политической среде. Достаточно сказать, что уже в 1987 г. за это открытие ученым К. А. Мюллеру и Й. Г. Беднорцу была присуждена Нобелевская премия по физике.

Наличие в ртутных ВТСП очень тяжелых элементов сильно затрудняло изучение их структуры с помощью рентгеновских лучей. Дело в том, что основные вопросы касались роли кислорода в формировании сверхпроводящих свойств, а он был практически невидим на фоне ртути и бария. Поскольку во взаимодействии нейтронов с ядрами атомов не существует никакой регулярности при переходе от атома к атому, легкий атом кислорода является для нейтронов также хорошо видимым, как барий и ртуть. Проведенная в Дубне серия экспериментов с ртутными ВТСП, включавшая измерения дифракционных спектров при разных температурах и давлениях от образцов, содержащих разное количество кислорода, позволила дать ответ сразу на несколько принципиальных вопросов. Прежде всего — в каком количестве кислорода температура перехода в сверхпроводящее состояние будет максимальной.

Эксперименты в ОИЯИ по изучению взаимосвязи температуры сверхпроводящего перехода и особенностей структуры Hg-ВТСП подтвердили особую роль в этом антиферромагнитного обменного взаимодействия между медью и кислородом в геометрической плоскости соединения CuO_2 для спинов ($S = 1/2$) на узлах кристаллической решетки меди. Также было показано, что в Hg-ВТСП медь-кислородная плоскость имеет угол связи Cu-O-Cu , близкий к 180° , что обеспечивает максимальное значение антиферромагнитного обменного взаимодействия.

Показательно, что некоторые мишени проектируемых SNS ориентированы на длинный импульс нейтронов порядка миллисекунд. Возможности для нейтронных исследований на лучшем в настоящее время SNS ISIS в Великобритании (Национальная лаборатория Резерфорда-Эплтона), пущенном позднее ИБР-2, не выше возможностей ИБР-2. Лишь в текущем году вступит в строй мощный SNS в США (Ок-Риджская национальная лаборатория), параметры которого значительно превзойдут нынешние параметры ИБР-2.

Традиционные источники нейтронов — стационарные исследовательские реакторы — также продолжают использоваться для экспериментов с помощью медленных нейтронов. Реакторы с большим потоком нейтронов имеют, как правило, многоцелевое назначение и более универсальны. Однако сооружение и эксплуатация такого реактора на порядок дороже, чем ИБР-2. К тому же для широкого класса исследований, в которых используется метод времени пролета нейтронов, ИБР-2 имеет преимущества перед стационарными реакторами. Еще более дороги упоминавшиеся ранее источники на основе протонных ускорителей.

Работа по созданию импульсного исследовательского реактора ИБР-2 была удостоена премии Правительства РФ в 1997 г., а научные работы по освоению метода дифракции нейтронов по времени пролета на импульсных источниках ЛНФ — Государственной премии РФ в 2000 г.

Любой реактор имеет ограниченный ресурс работы вследствие развития радиационной «усталости» конструкционных материалов. В середине 1990-х гг. главным инженером В. Д. Ананьевым и директором ЛНФ В. Л. Аксеновым была инициирована программа модернизации реактора

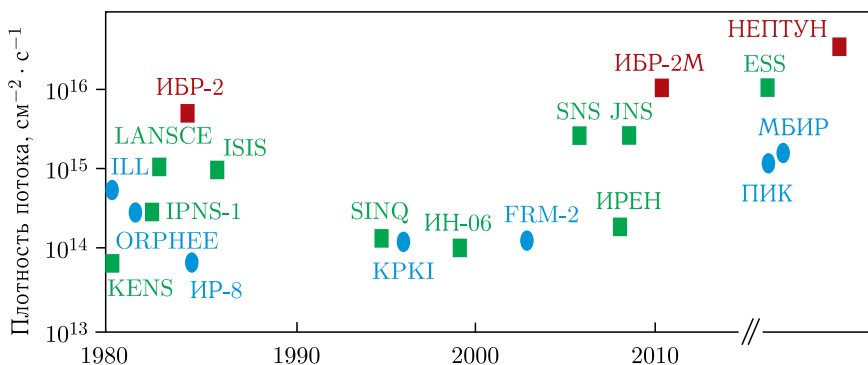


Рис. 11. Эволюция высокопоточных источников нейтронов: стационарные реакторы (синие овалы) и ускорители (зеленые квадраты), достигшие технологического предела в генерации тепловых нейтронов; красные квадраты — пульсирующие реакторы, имеющие перспективы развития

ИБP-2 с тем, чтобы заменить большую часть его узлов, ресурс которых истекает в 2007 г. Модернизация предполагала наряду с заменой одновременное усовершенствование важнейших элементов, таких как корпус реактора, стационарный отражатель, исполнительные блоки аварийной защиты, внешние замедлители нейтронов, с целью повышения надежности и долговечности. Кроме того, разработана новая концепция композиции и размещения замедлителей нейтронов вокруг модернизированного реактора ИБP-2М, что позволило создать наилучшие условия для эффективного использования модернизированных и новых спектрометров.

Ключевым при подготовке к модернизации был вопрос обеспечения топливом ИБP-2М. Подробно этот процесс описан в воспоминаниях главного действующего лица — А. И. Бабаева [32]. Модернизация началась в 2006 г. и закончилась в 2011 г. В 2012 г. реактор ИБP-2М был принят в эксплуатацию снова и, как видно из рис. 11, занял свое место среди лидирующих источников нейтронов для исследований на выведенных пучках.

На реакторе ИБP-2М получили развитие многие методики и исследования. Возникло новое в мировой практике оригинальное научное направление — резонансная рефлектометрия поляризованных нейтронов. В 1998–2001 гг. В. Л. Аксеновым и Ю. В. Никитенко [33, 34] был предложен метод регистрации изменения спинового состояния нейтрона в резонансно-усиленном нейтронном волновом поле при полном отражении поляризованных нейтронов от многослойной квазидвумерной наноструктуры, гетероструктур сверхпроводник/ферромагнетик. Открыты новые эффекты влияния сверхпроводимости на магнитное состояние, перспектива применения которых находится в современных областях микро- и нанoeлектроники. На реакторе ИБP-2М создана единственная в мире экспериментальная база для нового направления в нейтронографии — резонансной нейтронной рефлектометрии [35].

Надо отметить, что рефлектометрические исследования ведутся в ЛНФ с 1980-х гг., когда на ИБР-2 под руководством Д. А. Корнеева и польского физика А. Байорека был создан первый в мире спектрометр поляризованных нейтронов на импульсном источнике [36]. В 1994 г. введен в эксплуатацию специализированный рефлектометр с поляризованными нейтронами РЕФЛЕКС [37], на котором в начале 2000-х гг. впервые были экспериментально подтверждены предсказанные В. К. Игнатовичем эффекты зеemanовского расщепления при отражении нейтронов от магнитно-неколлинеарных сред. В 2004 г. создается спектрометр рассеяния поляризованных нейтронов при скользящем падении РЕМУР [38] при поддержке программы сотрудничества ОИЯИ–ВМВФ (Германия). В 2013 г. в рамках развития пользовательской политики в странах-участницах ОИЯИ введен в эксплуатацию нейтронный рефлектометр ГРЭИНС [39] для исследований границ раздела с жидкими средами. Установка создавалась в сотрудничестве с НИЦ «Курчатовский институт» – ПИЯФ при поддержке программы сотрудничества ОИЯИ–ВМВФ (Германия).

В первый же год работы на модернизированном ИБР-2М был установлен холодный замедлитель нейтронов (рис. 12, 14), разработанный в ЛНФ ОИЯИ [40, 41]. Пуск состоялся 10 июля 2012 г. На трех из 14 выведенных пучков поток холодных нейтронов с длиной волны более 0,4 нм был увеличен в 13–14 раз и достиг $6 \cdot 10^{11} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, что соответствует уровню тогда еще проектируемого твердометанового замедлителя второй мишени источника ISIS.

Принцип конструкции холодного замедлителя основан на использовании шариков из замороженной смеси ароматических углеводов мези-

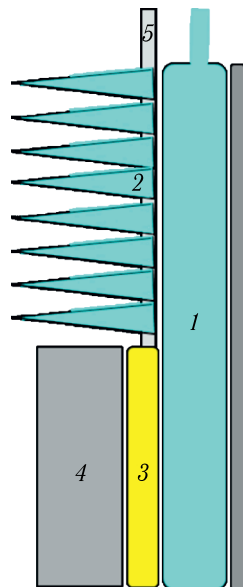


Рис. 12. Эскиз холодного «комбизамедлителя» на реакторе ИБР-2М: 1 — водяной предзамедлитель; 2 — гребенчатый замедлитель; 3 — камера холодного замедлителя с шариками мезитилена; 4 — бериллиевый фильтр; 5 — труба подвода гелия и шариков

тилена и *m*-ксилола (рис. 13), что обеспечивает длительную работу замедлителя — до 10 сут в потоке быстрых нейтронов до $2 \cdot 10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ без отогревов. Ранее использовавшийся на реакторе ИБР-2 замедлитель на твердом метане требовал отогрева каждые восемь часов, что снижало КПД его работы в несколько раз. Прослужил этот замедлитель недолго (таблица).

К камере холодного замедлителя 3, которая располагается после водяного предзамедлителя 1, сверху подходят труба подвода холодного гелия и трубка подачи шариков 5. Дно камеры выполнено в виде сетки с размером ячеек меньше, чем размер шариков (3,5–4 мм). Снизу от камеры отходят труба отвода холодного гелия и труба для слива жидкого обработанного мезитилена.

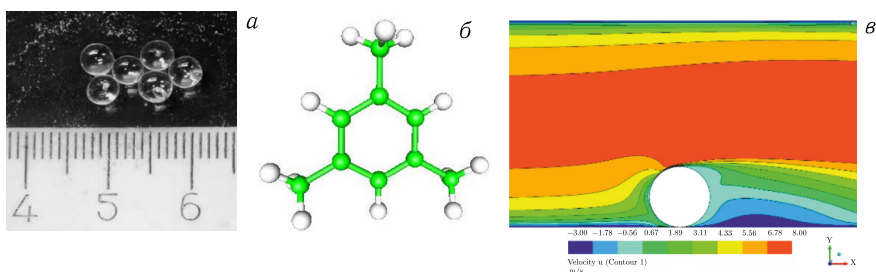


Рис. 13. а) Шарiki из замороженной смеси мезитилена и *m*-ксилола. б) Молекула мезитилена. в) Шарик в потоке газа: средняя скорость потока — 8 м/с; скорость шарика — 3 м/с

Импульсные источники холодных нейтронов

Материал	Название и место нахождения	Состояние	Плотность потока холодных нейтронов, $10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$	Число пучков
Жидкий H_2	ISIS, RAL	В работе с 1985 г.	1	5
Твердый CH_4	ISIS, RAL	Заменяется регулярно	0,6	7
Твердый CH_4	IPNS, ANL	1994–? гг.	0,25	—
Твердый CH_4	СМ, ИБР-2, ОИЯИ	1999–2000 гг.	1,2	4
Жидкий H_2	STS, ORNL	С 2025 г.	~ 3,5	—
Твердый C_9H_{12}	СМ-1, СМ-2, ИБР-2М, ОИЯИ	С 2012 г.	0,6	7

Твердые шарики из смеси мезитилена с псевдокумолем или *m*-ксилолом периодически (каждый реакторный цикл) сменяются в камере замедлителя путем их размораживания и слива отработанного вещества в виде жидкости. Такая смесь в замороженном состоянии имеет аморфную структуру, что важно во многих отношениях — как для увеличения выхода холодных нейтронов, так и для получения правильных однородных шариков.

В начале рабочего цикла охлажденная камера заполняется шариками, которые доставляются из дозатора потоком холодного гелия температурой 50–60 К. Также газообразным гелием с входной температурой ниже 20 К шарики охлаждаются в процессе нормальной работы. К концу цикла работы, длительность которого ограничивается предельно допустимой вязкостью облученного вещества в жидкой фазе (вязкость быстро возрастает из-за образования тяжелых углеводородов), поток гелия прерывают, мезитилен в жидком виде сливается в емкость для последующей утилизации. Камера и весь тракт охлаждения очищаются от остатков мезитилена потоком теплого гелия, и цикл работы повторяется.

Метод получения твердых шариков мезитилена основан на замораживании капель жидкого мезитилена в азоте. Принципиальным для получения однородного твердого шарика оказалось добавление некоторого количества *m*-ксилола в жидкий раствор. Последнее дает аморфную структуру, более прочную в отношении растрескивания. Наиболее трудоемким оказалось освоение техники доставки шариков в камеру по длинной изогнутой трассе длиной 25 м. Следовало полностью исключить затор шариков и загрузить их (20 тыс. шт.) в камеру за короткое время — не более 1 ч.

Позднее, в 2024 г., на ИБР-2М был введен в работу второй холодный «комбизамедлитель» (рис. 14). В обоих из них осуществлена идея совмещения в одном блоке холодного замедлителя и водяных гребенчатых. Такая оригинальная компоновка обеспечивает наилучшие условия использования нейтронов на трех разных направлениях или широкий энергетический спектр в выбранном направлении.

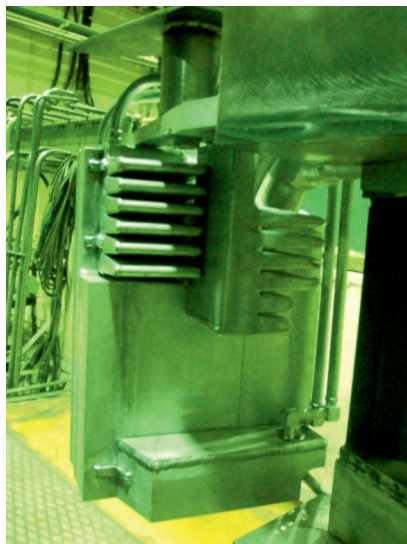


Рис. 14. «Комбизамедлитель» на реакторе ИБР-2М с двумя гребенчатыми замедлителями

3. ОСОБЕННОСТИ ДИНАМИКИ ПУЛЬСИРУЮЩИХ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

3.1. Динамика пульсирующего реактора малой мощности. Теория кинетических процессов в пульсирующих реакторах впервые была развита в Физико-энергетическом институте (Обнинск) И. И. Бондаренко и Ю. Я. Стависским (теория БиС). Спроектированный там первый пульсирующий (или импульсный реактор периодического действия) ИБР планировался для работы на низкой мощности (1 кВт) при частоте пульсаций от 5 до 50 Гц (мощность 1 кВт соответствует скорости деления ядер плутония $\sim 3,1 \cdot 10^{13} \text{ с}^{-1}$). При критической массе около 20 кг нагрев ядерного топлива за один импульс не превышал 0,1 К. Поэтому авторы теории вполне сознательно и обоснованно не учитывали влияние температуры на динамические переходные процессы в ИБР и на эффекты Доплера в нейтронных резонансах. Их теорию в дальнейшем называли «*кинетической теорией пульсирующего реактора*», так как она не учитывает влияние *динамических* факторов (деформации, смещения ядерного топлива) на коэффициент размножения нейтронов в реакторе. Тем не менее теория БиС точно описывала динамику ИБР первого поколения и достаточно эффективно работала при эксплуатации ИБР-2 и ИБР-2М при умеренном выгорании топлива.

Для описания временной зависимости плотности нейтронов в теории БиС используется одноточечная модель реактора, которая представляет собой систему 9 дифференциальных уравнений первой степени:

$$\begin{cases} \dot{n}(t) = \frac{1}{\tau} (n(t) \varepsilon(t) + S(t)/\nu), \\ S(t) = \sum_{j=1}^8 c_j(t) \lambda_j, \\ \dot{c}_j(t) = n(t) \beta_j - \lambda_j c_j(t). \end{cases} \quad (1)$$

Здесь $n(t)$ — мгновенное значение скорости генерации нейтронов в реакторе; $\varepsilon(t)$ — временной ход реактивности (отклонение коэффициента размножения нейтронов от единицы) при вращении диска с урановым вкладышем в реакторах первого поколения, или подвижного отражателя в ИБР-2, или диска с гидридом титана в НЕПТУН; τ — среднее время генерации нейтронов; ν — число нейтронов на деление; c_j — число источников запаздывающих нейтронов группы с номером j в реакторе; β и λ — доля и время распада j -й группы запаздывающих нейтронов.

В приближении БиС решение системы (1) для пульсирующего реактора, когда $\varepsilon(t)$ — периодическая функция времени, разделяется на два этапа: короткий промежуток времени генерации импульса $2t_1$ (рис. 15) и время распада источников запаздывающих нейтронов в промежутке между импульсами. Короткое время генерации нейтронов τ в пульсирующем

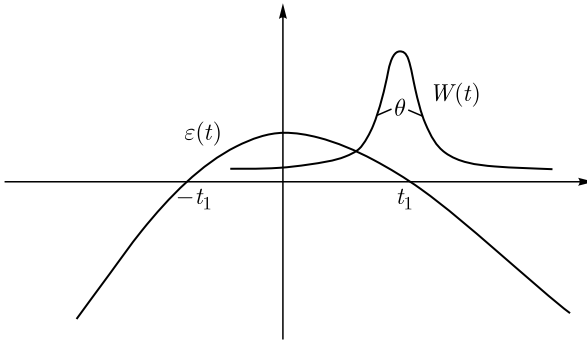


Рис. 15. График реактивности $\varepsilon(t)$ и мощности $W(t)$

реакторе типа ИБР (порядка 10–100 нс) и, соответственно, короткая длительность импульса делений (меньше миллисекунды) при периоде пульсаций меньше самой короткоживущей группы запаздывающих нейтронов позволяют решать систему раздельно: только первое уравнение в период генерации импульса и только систему уравнений для запаздывающих нейтронов в промежутке между импульсами. Такое приближение называют приближением δ -импульса.

Согласно теории БиС (в дальнейшем уточненной в работах сотрудников ОИЯИ и разработчиков европейского проекта пульсирующего реактора SORA [18]) энергию одиночного импульса Q достаточно точно можно выразить следующим соотношением:

$$M = \frac{Q}{S} \approx \frac{3,35}{\alpha^{1/2} v \varepsilon_m^{1/3}} \exp\left(\frac{4}{3} B\right). \quad (2)$$

Здесь S — источник запаздывающих нейтронов перед импульсом мощности; α — параметр параболы реактивности модулятора реактивности в области максимума; v — скорость модулятора; ε_m — величина надкритичности в пике реактивности, а безразмерный параметр равен $B = \varepsilon_m^{3/2} / (\alpha^{1/2} v \tau)$.

В установившемся равновесном режиме работы соблюдается периодический характер интенсивности источников запаздывающих нейтронов S , что удовлетворяется при условии

$$M_0 \beta_{\text{eff}} \approx T, \quad (3)$$

где T — период пульсации реактивности, а M_0 — величина параметра по уравнению (2) в критическом режиме, ему соответствует критическое значение ε_{m_0} . Это условие критичности пульсирующего реактора следует из баланса источника запаздывающих нейтронов: накопление в импульсе равно распаду между импульсами (в предположении, что между импульсами мощности источник запаздывающих нейтронов не накапливается).

Поведение пульсирующего реактора при небольших возмущениях реактивности относительно ε_m порядка $< 10^{-4} k_{\text{eff}}$ аналогично реакторам постоянного действия, где нейтронная кинетика связана с эффективной долей запаздывающих нейтронов. Разница состоит в том, что в пульсирующем реакторе эту величину заменяет так называемая импульсная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{\text{имп}}$, которая в десятки и сотни раз меньше физической доли запаздывающих нейтронов. Импульсная доля запаздывающих нейтронов связана с параметрами реактора следующим соотношением:

$$\beta_{\text{имп}} \sim 0,5(\alpha v^2 \tau^2)^{1/3}, \quad (4)$$

где все сомножители определены выше. Знания этих величин и связи энергии импульса с реактивностью достаточно для описания динамики пульсирующего реактора в стационарном и нестационарном процессах. Интересно, что величина $\beta_{\text{имп}}$ равна обратной величине числа цепочек деления за время существования реактора в состоянии надкритичности на мгновенных нейтронах:

$$\beta_{\text{имп}} = \frac{M}{dM/d\varepsilon} = \frac{\alpha^{1,2}}{2\varepsilon^{1,2}} = \frac{\alpha^{1,2}\tau}{2\alpha^{1,2}t_1} = \frac{\tau}{2t_1}. \quad (5)$$

Любопытно также отметить, что даже при отсутствии обратной связи мощность–реактивность пульсирующий реактор в равновесном режиме работы может начать «разгоняться»(!). Это происходит в тех случаях, когда появляется источник колебаний реактивности, не зависящий от мощности, но с достаточно высокой амплитудой, порядка $\beta_{\text{имп}}$. Это объясняется нелинейным характером связи ε_m и энергии импульса, в чем читатели могут убедиться сами.

3.2. Динамика пульсирующего реактора большой мощности.

Влияние обратной связи мощность–реактивность начинается с уровня мощности пульсирующего реактора, когда нагрев ядерного топлива за один импульс вносит реактивность $\Delta\varepsilon$ порядка $\beta_{\text{имп}}$. Даже при отрицательной обратной связи $d\varepsilon/dT < 0$ поведение пульсирующего реактора отличается от подобного для реактора постоянного действия. Была показана теоретически и найдена в экспериментах [42] корреляция амплитуд соседних импульсов мощности. При нагреве за импульс на величину $-2\beta_{\text{имп}}/(d\varepsilon/dT)$ и более пульсирующий реактор демонстрирует уменьшение периода пульсаций вдвое, а при увеличении обратной связи (по модулю) — стохастическое поведение, подобное сценарию Фейгенбаума [43]. На рис. 16 приведен рассчитанный вариант для реактора ИБР-2 при мощности 8 МВт и выше. Естественно, ограничение мощности пульсирующего реактора необходимо из-за описанной выше особенности.

Вышесказанное достаточно хорошо объясняло динамику реакторов первого и второго поколения ОИЯИ при номинальных условиях работы (расход теплоносителя, мощность). Но во время энергетического пуска ИБР-2 на мощности 100–300 кВт и выше (1983 г.) при низком расходе теплоносителя (жидкий натрий) были зафиксированы автоколебательные

процессы (рис.17). Наблюдались автоколебания амплитуды импульсов мощности, вплоть до расходящихся (которые, естественно, гасились оператором). Частота импульсов не влияла заметно на быстрый мощный эффект реактивности, но отчетливо проявлялось влияние отношения мощности к расходу (т.е. нагрева натрия в зоне). Была также составляющая,

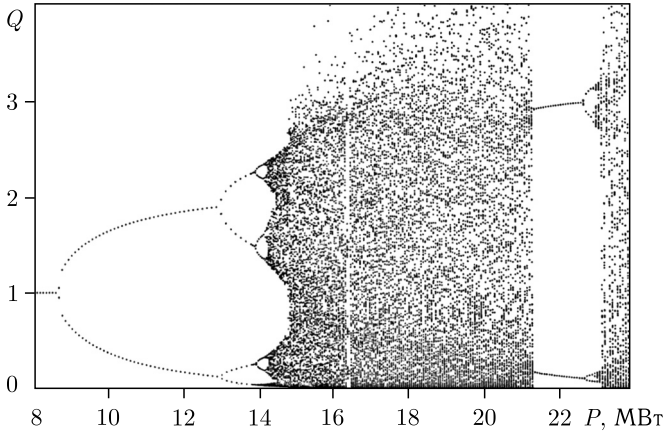


Рис. 16. Результаты расчета разброса энергии импульсов в реакторе ИБР-2 (устойчивый режим) на большом уровне мощности

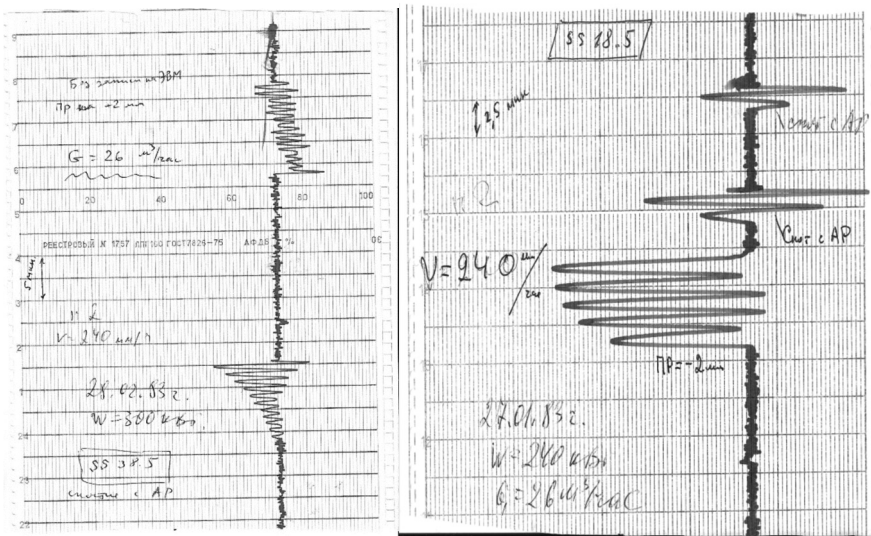


Рис. 17. Автоколебания мощности ИБР-2 при расходе натрия 26 м³/ч: при 360 кВт (слева) и при 240 кВт (справа)

зависящая только от мощности, причем с сильной нелинейностью по мощности.

Детальный анализ термомеханических процессов в зоне сложной конструкции требовал непростых численных расчетов, для которых не было ни времени, ни быстрых ЭВМ, пустить реактор в работу в надежном режиме было главной задачей. Это и было достигнуто: при расходе натрия 100 м³/ч на мощности 2 МВт реактор работал стабильно первые 15 лет. Безусловно, работать с реактором, не зная деталей его динамического поведения, было небезопасно, и пришлось опираться на модель «черного ящика» с экспериментально определенными параметрами. Это было сделано в конце 1980-х гг. силами физиков сектора ядерной безопасности ЛНФ с помощью математической программы решения обратной задачи, составленной математиком ЛИТ В. Б. Злоказовым. Модель эта базируется на трех фиктивных компонентах обратной связи (ОС) мощность–реактивность с шестью параметрами (три постоянные времени T_i и три коэффициента передачи k_i):

$$\rho_{\text{экср}}(t) = \sum_{i=1}^3 \frac{k_i}{T_i} \exp\left(-\frac{t}{T_i}\right). \quad (6)$$

Все три компонента имеют экспоненциальный временной характер с разными временами и амплитудами: две из них — отрицательные (работают на снижение мощности при разгоне), а третья — положительная (усиливает разгон реактора). В сумме изменение коэффициента размножения нейтронов в реакторе (реактивность) после скачка энергии единичного импульса выглядит примерно так, как на рис. 18, причем, как позднее оказалось, принципиально одинаково и для ИБР-2, и для ИБР-2М.

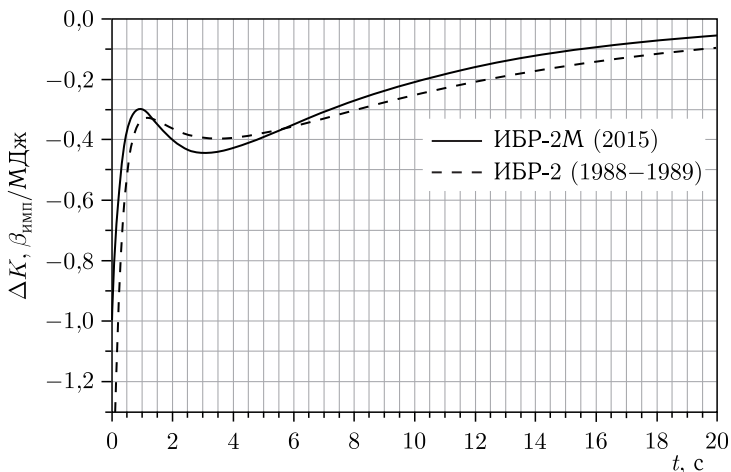


Рис. 18. Ход реактивности обратной связи после импульса мощности

В дальнейшем реактор (и его модификация ИБР-2М) работал только при максимальном расходе $100 \text{ м}^3/\text{ч}$. После 10–12 лет работы автоколебания вновь стали проявляться. Регламент работы не позволял проводить эксперименты, и поиск физических причин положительной обратной связи можно было понять только теоретически. Наиболее правильным казалось явление поперечного изгиба тепловыделяющих сборок (ТВС) под влиянием разницы температур стенок трубы вдоль градиента поля тепловыделения. В этом случае возникающая положительная реактивность $d\rho$ будет определяться изменением как расхода натрия, так и мощности:

$$d\rho \sim dx \sim dT \sim a(dP/G - 2PdG/G^2), \quad (7)$$

где dx — смещение ТВС; dT — изменение разности температур стенок ТВС; a — температурный коэффициент (расчетный или экспериментальный). Из (7) следует, что $d\rho/dP$ при постоянном расходе не зависит от мощности, но на опыте оказалось не так. Обсуждавшаяся причина (изгиб ТВС) была на этой почве отвергнута. В течение четверти века не предпринимались попытки всерьез заняться проблемой автоколебаний. Единственный служебный отчет 1998 г. остался невостребованным...

Планируя модернизацию ИБР-2 в ИБР-2М в середине 1990-х гг., предполагали, что одной из причин автоколебаний является наличие пустотелой трубы в центре зоны (атавизм для мишени предполагавшегося бустера ИБР-2 + линейный ускоритель ЛИУ-30). Однако произошло наоборот — автоколебания и случаи неустойчивости появились уже через 6–7 лет эксплуатации реактора ИБР-2М. Персонал реактора регулярно проверял параметры, связанные с его динамикой, особенно интенсивно исследовалось состояние реактора ИБР-2М после 2018 г. В 2021 г. при выгорании около 2,5 % (в среднем по активной зоне) реактор оказался близок к неустойчивости. Пришлось снизить мощность до 70 % от номинала. В настоящее время приходится прогнозировать изменение поведения реактора путем экстраполяции наблюдающейся тенденции изменения обратной связи на ближайший период работы. Не зная реальной физической природы мощностного эффекта реактивности, предпринять технические или административные меры, гарантирующие безопасную работу реактора на долгий срок, невозможно и безответственно.

В 2022 г. сотрудники сектора нового источника и комплекса замедлителей ЛНФ начали плотно работать над проблемой автоколебаний и устойчивости пульсирующих реакторов — и НЕПТУН, и ИБР-2. В конце 2024 г. были завершены теоретические исследования с использованием доступных в то время экспериментальных данных.

Перечислим главные результаты исследования.

1. Невозможно сопоставить каждой из трех компонент ОС их физическую причину. На самом деле ни одна из них не соответствует какому-то определенному процессу в реакторе, но их сумма более-менее достоверно описывает динамику реактора, его импульсную характеристику ОС (ИХОС).

2. Недостатки используемого подхода очевидны: не имея понятия о физических причинах компонент ОС, нельзя прогнозировать поведение реактора при изменении режима его работы (перегрузка топлива, выгорание топлива, конструктивные изменения и т. п.). Кроме того, полученные теоретически компоненты ИХОС имеют не менее восьми параметров, в то время как три экспоненты определяют только шесть параметров (6). Это означает, что погрешность восстановления ИХОС значительна, что видно из анализа экспериментальных кривых ИХОС — в них отсутствует четкая тенденция к снижению устойчивости с выгоранием топлива, в то время как это происходит.

3. Удалось теоретически оценить составляющие быстрой обратной связи и выявить их причины:

- эффект № 1: температурное расширение двуокиси плутония — каждой таблетки и столба в целом — отрицательный эффект ОС;

- эффект № 2 (наиболее трудоемкий для расчета): положительный эффект реактивности из-за изгиба оболочки ТВС вследствие градиента температуры в направлении от центра активной зоны (в реакторе ИБР-2 был меньше примерно в 1,5 раза). Методика расчета была разработана, и вклад этого эффекта в ОС определен [44];

- эффект № 3: отрицательный, связан с тем, что в верхней части корпуса ТВС есть «мягкие» лепестки, предусмотренные в проекте для предотвращения контакта оболочек соседних ТВС, имеющие температуру нагретого натрия, поэтому при изменении температуры натрия в переходном процессе будет как бы «распухание» активной зоны;

- эффект № 4: динамический изгиб оболочек теплоделяющих элементов (твэлов) в зависимости от конструкции может вносить как положительный вклад в динамику реактора, так и отрицательный (более детально исследование этого эффекта обсуждается ниже). Проявляется как повышенные флуктуации реактивности, влияние на устойчивость пока не обнаружено;

- эффект № 5: зависание таблеток топлива вносит всегда положительный вклад, но проявляется только при значительном выгорании топлива [45].

Выявленные компоненты обратной связи не совпадают с предполагавшимися ранее на основе трехэкспоненциальной модели динамики. Например, экспоненциальная функция, описывающая положительную компоненту обратной связи, в нулевой момент времени имеет наибольшее значение по модулю, что абсурдно: едва ли можно представить подобное физическое явление. Для быстрой отрицательной компоненты обратной связи также нет разумного объяснения. Тем не менее суммарный вид кривой ИХОС первых трех эффектов близок к экспериментально определенной по модели черного ящика — имеет два экстремума во временном окне 0–4 с, как на рис. 19. Детальное сравнение можно будет сделать после оценки погрешности расчетов.

Формат данной работы не позволяет детально представить методику и результаты теоретических (частично — экспериментальных) исследо-

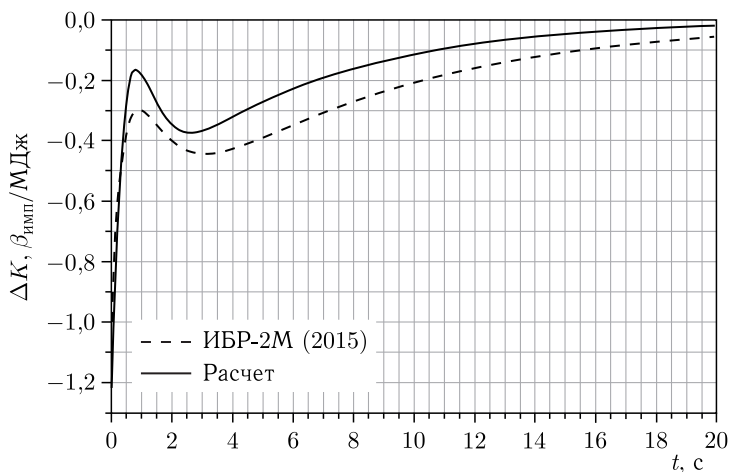


Рис. 19. Расчетная ИХОС в сравнении с экспериментальной

ваний этих пяти эффектов, включая влияние на динамику и устойчивость работы пульсирующих реакторов. Ознакомим читателей кратко лишь с двумя из них, играющими определяющую роль в динамике реактора как ИБР-2М, так и НЕПТУН.

3.3. Влияние динамического изгиба на динамику пульсирующего реактора. Динамический изгиб — это нестационарная поперечная деформация твэлов пульсирующего реактора под действием сил термоупругости и инерции. Особенность его в том, что воздействие периодического и импульсного изменения температуры на изгиб твэлов проявляется иначе, чем при стационарном воздействии. При стационарном энерговыделении изгиб твэлов направлен к центру активной зоны, когда оба конца твэла достаточно жестко закреплены, и от центра — при одном свободном конце (рис. 20).

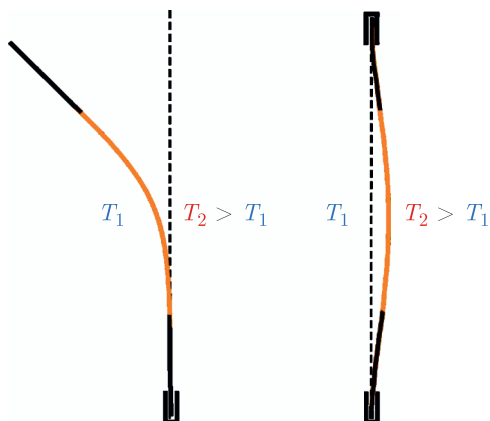


Рис. 20. Направление изгиба твэла в зависимости от способа закрепления. Оранжевым цветом показано расположение топлива

В первом случае эффект реактивности будет положительным, что ослабляет устойчивость реактора, а во втором случае устойчивость усиливается. При циклическом энерговыделении (пульсирующий реактор) всё не так однозначно. Изогнутый твэл после воздействия импульса энерговыделения начинает колебаться. В зависимости от соотношения частот собственных колебаний и частоты пульсаций реактора при воздействии очередного импульса мощности твэл может находиться в разных положениях относительно исходного (или установившегося) положения. Поэтому его колебания могут или усиливаться, или ослабляться при неизменной схеме крепления. При значительных отклонениях твэлы могут сталкиваться друг с другом, что еще более меняет их динамику. Вот почему поперечный изгиб в пульсирующем реакторе назван динамическим.

Помимо вышесказанного нужно учитывать еще один фактор, усиливающий флуктуации реактора из-за динамического изгиба. Согласно сказанному в п. 3.1, колебания внешней реактивности в пульсирующем реакторе эквивалентны вводу реактивности. Таким образом, независимо от непосредственного эффекта реактивности при изгибе добавляется «квазиреактивность» как следствие периодических пульсаций, которая дополнительно «раскачивает» реактор.

В основу методики расчета воздействия динамического изгиба на переходные процессы в пульсирующем реакторе берется вышеописанная точечная модель кинетики БиС для пульсирующего реактора, записанная для последовательности энергии импульсов Q_i и источников запаздывающих нейтронов, к которой добавляются уравнения для температуры топлива T_i , оболочки твэла T_s , уравнение термоупругости оболочки и соотношения для расчета реактивности обратной связи от поперечного R_{tr} и продольного R_{ax} смещений топлива и оболочки. В простейшем случае колебаний оболочки только на основной гармонике — это

$$\begin{cases} T_i = (T_{i-1} + Q_{i-1}T_0)\varphi, \\ T_s(t) = \sum_{l=i-1}^0 T_{s0} \left(\frac{1}{\nu}(i-l) + t' \right) Q_l, \\ \ddot{x} + \frac{2}{\tau}\dot{x} + (2\pi\nu)^2 x = AT_s(t), \end{cases} \quad (8)$$

где φ — коэффициент снижения температуры за один период пульсации (величина, близкая к единице); ν — частота импульсов; x — осевая температурная деформация оболочки; τ — время затухания колебаний оболочки. Параметр A определяет величину и направление изгиба от импульса единичной энергии, положительное значение соответствует изгибу в сторону центра активной зоны, т. е. реактивность возрастает. Нулевые индексы обозначают параметры для равновесного режима работы (начальные условия).

Наиболее сложным и времязатратным является расчет зависимости реактивности от изгиба, которая представляется как сумма парциальных реактивностей R_k от первых пяти гармоник поперечной нестационарной

деформации твэла y_k в момент каждого i -го импульса мощности (k — номер гармоники):

$$\rho_r = \sum_k y_k R_k. \quad (9)$$

В общем случае уравнение движения можно записать в операторном виде: $y_{ki} = D(y_{ki-1})$. Оператор D определяется динамическими уравнениями термоупругости — дифференциальными уравнениями второго порядка, которые интегрируются численно, непрерывно по времени с шагом 10^{-4} с.

Все параметры и функции, кроме $T_i(t)$ и $T_s(t)$, определяются заранее из конструкции твэла и способа его закрепления. Вычисление R_k (коэффициентов реактивности для k -й гармоники поперечной деформации) производится до начала динамического процесса, так же как и собственных функций и значений, метод их расчета изложен в работе [46].

Динамический изгиб влияет на характер колебаний мощности пульсирующего реактора в том случае, когда существует достаточная свобода поперечного смещения твэлов. Характерная связь смещения и реактивности в пульсирующем реакторе типа ИБР — более $10\beta_{\text{имп}}/\text{мм}$. Соответственно, среднее по длине твэла смещение в 10 мкм вызывает изменение энергии импульса более чем на 10%. Практически при любом креплении и размещении твэлов в активной зоне динамический изгиб будет активным фактором динамического процесса. Существенно он может быть подавлен лишь при значительной мощности, когда твэлы внутри ТВС окажутся «плотнупакованными». На рис. 21 приведен один из характерных примеров динамики импульсов в пульсирующем реакторе при наличии эф-

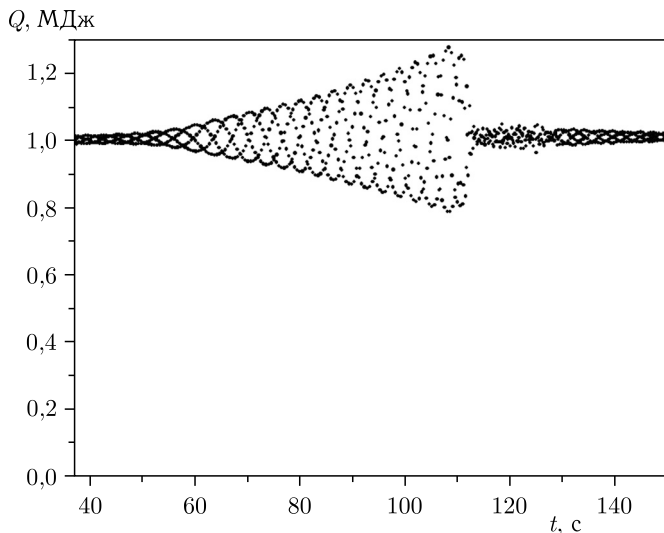


Рис. 21. Динамический процесс со стабилизацией колебаний импульсов вследствие неупругих соударений твэлов

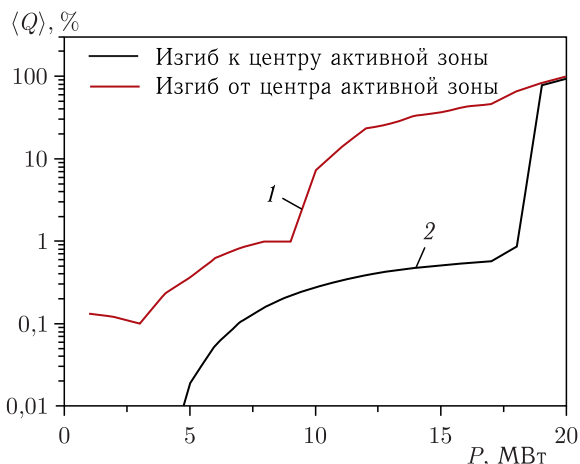


Рис. 22. Флуктуации энергии импульсов реактора НЕПТУН для двух типов крепления твэлов: 1 — $A > 0$; 2 — $A < 0$

факта динамического изгиба. Возрастающие колебания свидетельствуют о том, что в этот период твэлы сталкиваются редко или упруго, но при сильных отклонениях и неупругом характере взаимодействия колебания успокаиваются.

В реакторе НЕПТУН актуальной в настоящее время является потвэльная (без ТВС) сборка активной зоны. Первая гармоника собственных колебаний твэлов НЕПТУН — 8,5 Гц, частота пульсаций реактора — 10 Гц. Согласно расчету по обсуждавшейся выше модели динамики флуктуации энергии импульсов незначительны при мощности менее 16 МВт для случая крепления твэлов при $A > 0$ (рис. 22). Ситуация при $A < 0$ намного хуже. Этот странный, казалось бы, результат объясняется сдвигом фаз осциллятора и энерговыделения, о чем сказано выше. Он демонстрирует, насколько важен тщательный анализ динамических процессов в пульсирующем реакторе.

3.4. Влияние статического изгиба ТВС на динамику пульсирующего реактора. Статический изгиб ТВС возникает вследствие наличия неравномерности энерговыделения в активной зоне реактора. Следовательно, перенос тепла в кассете от твэлов до прилегающих стенок ТВС различается. Стенка ТВС, расположенная ближе к центру активной зоны реактора, нагревается сильнее. Как следствие, изгиб направлен к центру активной зоны (см. рис. 20), а вносимая реактивность положительна.

В работе [44] проведен численный расчет поперечных деформаций ТВС для реактора ИБР-2М и вычислено их влияние на реактивность и динамику реактора. Обратная связь по реактивности представлена на рис. 23.

Методика динамики пульсирующего реактора на основе двухкомпонентной обратной связи (аксиальное расширение топлива и поперечные

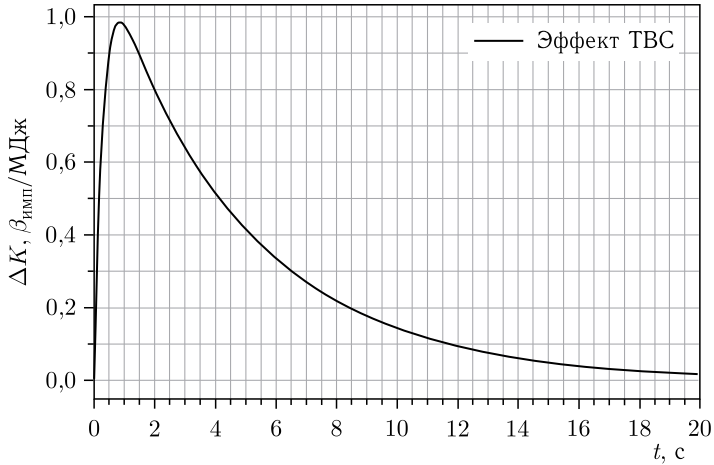


Рис. 23. Изменение реактивности после импульса 1 МДж вследствие изгиба ТВС

деформации ТВС) заключается в рассмотрении системы из рекуррентных соотношений [47]:

$$\begin{cases} Q_i = S_i M(\varepsilon + R_i), \\ S_i = \sum_j c_{ji} \lambda_j, \\ c_{ji} = (c_{ji-1} + Q_{i-1} \beta_j \nu) \exp(-\lambda_j T), \\ R_i = \beta_{\text{имп}} \sum_{k < i} Q_k (x \rho_f(T[i-k] + \rho_b(T[i-k])), \end{cases} \quad (10)$$

где $M(\varepsilon)$ — фактор умножения, который либо вычисляется приближенными соотношениями [48], либо задается таблицей; R_i — реактивность обратной связи; c_{ji} — количество источников запаздывающих нейтронов j -й группы (8-групповое приближение) в i -м импульсе; λ_j — постоянная распада источников запаздывающих нейтронов j -й группы; β_j — доля запаздывающих нейтронов j -й группы; ν — средний выход нейтронов на деление; T — период пульсаций реактора; $\beta_{\text{имп}}$ — импульсная доля запаздывающих нейтронов; ρ_f — изменение реактивности вследствие температурного расширения топлива [49]; x — фактор выгорания; ρ_b — изменение реактивности вследствие поперечных деформаций ТВС [44].

По мере выгорания топлива в реакторе наблюдается ослабление обратной связи, поэтому в системе уравнений (10) для отрицательной обратной связи введен параметр x , который может меняться от 1 (нет выгорания) до 0 (отсутствие обратной связи по топливу).

В работе [49] исследовано влияние выгорания на динамику реактора ИБР-2 в приближении двухкомпонентной обратной связи. Для номинальной мощности 2 МВт при значении параметра $x > 0,69$ система проявляет устойчивость, при $x < 0,69$ система неустойчива (рис. 24).

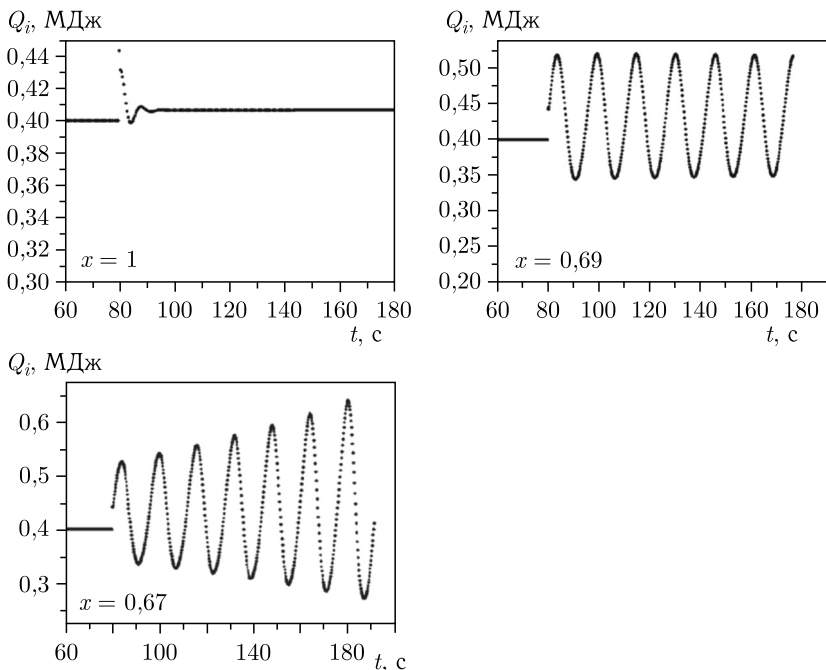


Рис. 24. Динамика импульсов мощности для разных значений x [49]

Рассмотренная методика позволяет изучать и оценивать влияние отдельных физических процессов в активной зоне на устойчивость импульсов. Представление мощностной обратной связи в виде суммы парциальных реактивностей от разных эффектов является более адекватным для исследования динамики реактора, поскольку основано на известных физических процессах в активной зоне в отличие от трехэкспоненциального представления (6).

Следует отметить, что при вычислении эффекта изгиба обнаружилась интересная особенность: изгиб чехла ТВС происходит в действительности в плоскости, повернутой относительно направления градиента энерговыделения и температуры, — влияние навивки дистанционирующей проволоки и вращения потока натрия. Нынешний результат $+4\beta_{\text{имп}}/\text{МВт}$ при любой мощности и любом выгорании примерно в 1,5 раза выше, чем ранние аналитические оценки.

4. ТРЕТЬЕ ПОКОЛЕНИЕ. РЕАКТОР НЕПТУН

4.1. О пределе нейтронного потока. Реактор ИБР-2 занимает особое место в мире среди источников нейтронов. Он является единственным импульсным источником на основе реакции деления и по импульсному потоку нейтронов находится в тройке ведущих. Лидерами являются им-

пульсные испарительные источники на базе протонных ускорителей ГэВ-ной энергии — STS (вторая мишень установки SNS, Ок-Ридж, США) и JSNS (Ибараки, Япония), на них импульсные потоки нейтронов на поверхности внешнего замедлителя составляют $\Phi_p^T \sim (5-6) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ (на ИБР-2М $\sim 3 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$). В создаваемом в Лунде (Швеция) Европейском испарительном источнике ESS с ускорителем протонов до энергии 1,25 ГэВ и мощностью пучка на мишени 2,5 МВт пиковый поток будет примерно такой же величины. Это близко к пределу технических возможностей для источников на протонных ускорителях. Можно ли ожидать более высоких потоков от пульсирующего реактора?

Средняя по времени плотность потока с поверхности водяных замедлителей ИБР-2 $(5-10) \cdot 10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ существенно ниже, чем в лучших испарительных источниках. В том же ESS, пуск которого ожидается, прогнозируют $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Кроме того, длительность импульса реактора ИБР-2 около 300 мкс является практически фиксированной, в то время как на ускорительных источниках возможно получение коротких (до 20 мкс) импульсов, что обеспечивает более высокое энергетическое разрешение при спектрометрии нейтронов. Проведенные расчеты по оптимизации конструкции ИБР-2 показывают, что существенно увеличить среднюю мощность реактора на основе плутония и, соответственно, поток нейтронов едва ли возможно. Препградой становится как вопрос устойчивости мощности, обсуждавшийся в предыдущем разделе, так и эффект теплового удара (см. ниже). Выбор пути развития базовых нейтронных источников в настоящее время весьма актуален для ОИЯИ, особенно в связи с окончанием ресурса ИБР-2 в следующем десятилетии. Об этом и пойдет речь в данном разделе.

В источниках значительного размера, к которым относятся размножающие мишени и импульсные реакторы, где длина миграции нейтрона деления значительно меньше характерного размера активной зоны-мишени, плотность потока тепловых нейтронов в замедлителе определяется не столько полной мощностью, сколько объемной плотностью генерации нейтронов в области, примыкающей к замедлителю:

$$Q_f(x) = \int \Sigma_f(E)\Phi(E, x) dE = \overline{\Sigma}_f \Phi(x) = W_{\text{уд}}(x) \cdot 3,1 \cdot 10^{13}, \quad (11)$$

где $\Phi(E, x)$, $\Phi(x)$ — дифференциальная и полная плотности потока нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$; Σ_f — макроскопическое сечение деления, усредненное по энергетическому спектру; Q_f — объемная плотность делений; $W_{\text{уд}}$ — удельное энерговыделение, МВт/л. Все величины относятся к некоторой области активной зоны вблизи замедлителя нейтронов. Плотность потока тепловых нейтронов на внешней поверхности замедлителя, которая является важнейшей характеристикой импульсного источника для исследований на выведенных пучках, примерно пропорциональна плотности потока нейтронов в активной зоне на границе с замедлителем:

$$\Phi_{\text{th}}(x) \approx a\Phi(x), \quad (12)$$

где коэффициент a определяется геометрией «активная зона – замедлитель» и законом Ферми энергетического распределения замедляющихся нейтронов. В зависимости от геометрии «активная зона – замедлитель» $a \approx 0,1-0,2$. Соотношения (11) и (12) определяют предел потока тепловых нейтронов в импульсных источниках при заданной средней плотности энерговыделения:

$$\Phi_{th}(x) = \frac{W_{уд}(x)}{\gamma\sigma_f} \alpha \cdot 1,23 \cdot 10^{16}, \quad (13)$$

где γ — плотность делящегося вещества, кг/л; σ_f — микроскопическое сечение деления, б. Расчетная зависимость угловой плотности потока тепловых нейтронов (2π -эквивалент) с поверхности внешнего водяного гребенчатого замедлителя от объема активной зоны, учитывающая фактор снижения вклада центральных областей активной зоны в поток нейтронов, приведена на рис. 25. Современная ядерная технология реакторов на быстрых нейтронах с керамическим топливом (БР-10, БОР-60, МБИР) позволяет снять не более 0,25–0,5 МВт/л (зависит от размеров активной зоны), в то время как в реакторах на резонансных нейтронах типа СМ-3 и ПИК среднее по объему зоны удельное энерговыделение достигает 2 МВт/л. Остальные параметры в уравнении (13) также имеют свои пределы, определяемые конструкцией реактора. Так, плотность ядерного топлива в активной зоне импульсного реактора или бустера (параметр γ) нельзя существенно снизить из-за вредных эффектов теплового удара при импульсном нагреве топлива согласно соотношению

$$\Delta T = \frac{W_{уд}(x)}{\gamma n c_m}, \quad (14)$$

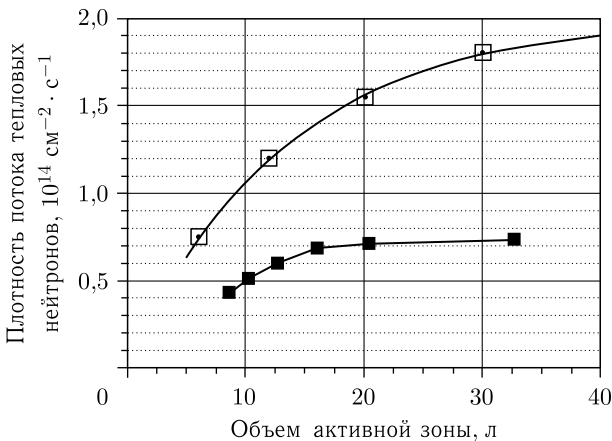


Рис. 25. Зависимость плотности потока нейтронов с поверхности гребенчатого водяного замедлителя от объема активной зоны реактора при $W_{уд} = 0,33$ МВт/л: □ — быстрый реактор, охлаждаемый жидким натрием; ■ — плутониевый реактор на резонансных нейтронах, охлаждаемый водой

где n — частота следования импульсов; c_m — теплоемкость топлива, МДж/(кг · К). Быстрый нагрев ядерного топлива выше допустимой величины приводит к преждевременной деструктуризации топливного сердечника и/или повреждению оболочки твэла.

В реакторах на быстрых нейтронах с плутонием сечение деления σ_f остается в пределах 1,5–2 б в широком диапазоне энергий нейтронов: 10 кэВ–4 МэВ. В импульсных быстрых реакторах самогасящегося действия с металлическим топливом в научных центрах Сарова и Снежинска предельные значения импульсного нагрева достигают нескольких сотен градусов, для повторяющихся же всплеск периодического реактора скачок температуры за короткое время импульса (200–300 мкс), определяемый соотношением (14), вследствие усталости материала должен быть как минимум на порядок ниже. Экспериментальные и теоретические исследования эффекта теплового удара, выполненные при создании ИБР-2, позволяют сделать обоснованное заключение о том, что нагрев за импульс цельного керамического сердечника тепловыделяющего элемента следует ограничить ~ 40 –50 К. Тогда для топлива из двуокиси плутония при частоте импульсов $n = 10$ Гц получим следующее ограничение на предельный поток нейтронов из соотношений (13) и (14):

$$\Phi_{th} < \frac{\Delta T n}{\sigma_f} c_m \cdot 0,48 \cdot 10^{13} \approx (3-6) \cdot 10^{13}. \quad (15)$$

Это ниже уровня потока, соответствующего пределу удельной мощности. Для реактора на нитриде нептуния вследствие порогового характера деления (рис. 26) сечение деления, усредненное по всему спектру (от $\sim 0,1$ до 4 МэВ), оказывается ниже, чем у плутония, в 1,5–2 раза, что увеличивает утечку нейтронов при равном энерговыделении. К тому же большая

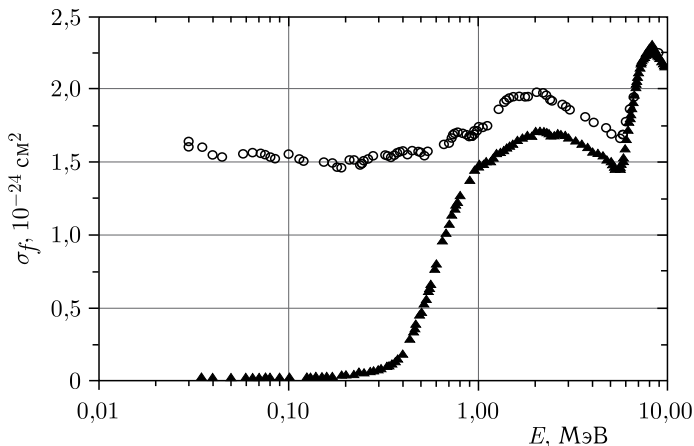


Рис. 26. Микроскопические сечения деления Pu-239 (O) и Np-237 (▲) в области быстрых нейтронов

плотность нитрида нептуния снижает нагрев топлива при той же удельной мощности. Эти факторы на 20–30% увеличивают предельный поток тепловых нейтронов в нептуниевом реакторе по сравнению с плутониевой активной зоной.

Таким образом, плотность потока тепловых нейтронов около $10^{14} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ в импульсных источниках на основе реакции деления — это предел возможностей ядерной технологии первой половины XXI в. (в вышеизложенном подходе речь идет о потоке нейтронов с плоского водяного замедлителя оптимальных размеров, для реакторов с бериллиевым отражателем плотность потока может быть в 1,5–2 раза выше). Переходом к давно запатентованным устройствам с жидким циркулирующим топливом или устройствам типа уранового циклокотла можно преодолеть этот барьер и повысить плотность потока примерно на порядок [50]. Однако такой ход сомнителен: стоимость сооружения будет, вероятно, не дешевле сооружения ускорителей с такими же возможностями. К тому же в настоящее время общественность не готова к подобным прорывам. В то же время для неделящейся мишени из вольфрама принцип циклокотла применим: в мишенной станции ESS вращающаяся мишень состоит из 33 вольфрамовых секций.

4.2. Реактор НЕПТУН. Еще при проектировании ИБР-2 в 1960-х гг. были изучены предельные возможности импульсного быстрого реактора для исследований по физике конденсированных сред. Было показано, что наилучшие параметры пучков тепловых нейтронов обеспечивает реактор на быстрых нейтронах с объемом активной зоны более 15–20 л при средней тепловой мощности не менее 10 МВт [17]. В то время единственным действующим пульсирующим реактором был ИБР-1 — маломощный (1–3 кВт), охлаждаемый воздухом реактор с металлическим плутонием, созданный в Дубне в 1960 г. Считалось рискованным идти на создание реактора с предельными нагрузками, превышающими ИБР в тысячи раз, и преемником ИБР стал ИБР-30 с мощностью 20 кВт. К тому времени накопился достаточный и успешный опыт эксплуатации созданных в ФЭИ реакторов на быстрых нейтронах, охлаждаемых жидким натрием, типа БР-5 и БР-10 на 5 и 10 МВт, и это позволило начать проект пульсирующего реактора на 4 МВт с использованием технологии этих реакторов. В итоге пределом рабочего режима ИБР-2, введенного в строй в 1984 г., стала мощность 2 МВт. Тем не менее реакторы ИБР-2 и ИБР-2М в течение более 30 лет были и пока еще остаются самыми высокопоточными источниками тепловых нейтронов для исследований на выведенных пучках, обеспечивая пиковую плотность потока нейтронов на поверхности внешнего замедлителя $6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ и среднюю плотность потока до $10^{13} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$.

В конструкции НЕПТУН (рис. 27, 28) в основном использованы технические решения, характерные для реакторов ИБР и ИБР-2, однако применены новшества, позволяющие достигнуть предельных параметров [51], а именно:

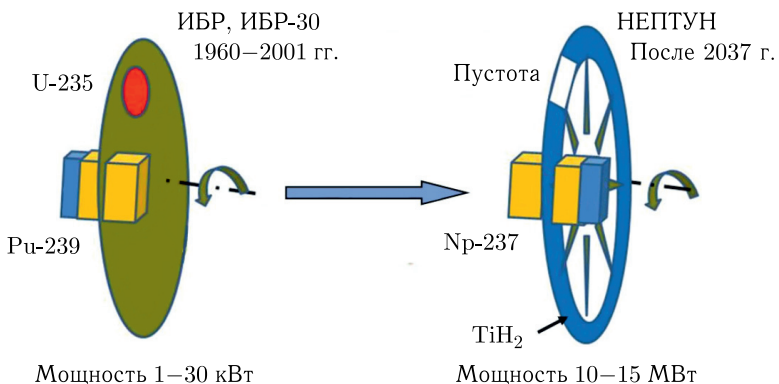


Рис. 27. Принцип генерации импульсов в реакторах ИБР-1 и ИБР-3 (НЕПТУН): преемственность и различия

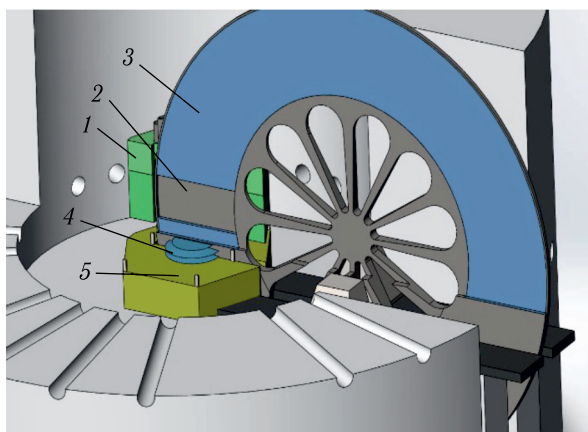


Рис. 28. Схема реактора НЕПТУН с защитой и выводом пучков нейтронов: 1 — одна из двух половин активной зоны с никелевым отражателем; 2 — пустой сектор в диске модулятора реактивности; 3 — гидрид титана; 4 — водяной замедлитель нейтронов; 5 — бериллиевый отражатель-замедлитель

- в качестве ядерного топлива используется Np-237 вместо плутония;
- модуляция реактивности основана на принципе вывода водородосодержащего вещества из активной зоны (вместо вывода отражателя);
- в качестве стационарного отражателя используется бериллий;
- пучки медленных нейтронов выводятся касательно к границам активной зоны.

Детально эффекты каждого из этих факторов обсуждаются ниже.

Активная зона находится в двух одинаковых корпусах из нержавеющей стали, между которыми проходит ротор модулятора реактивности.

Она представляет собой сборку из плотноупакованных тепловыделяющих элементов, где и происходит быстропротекающий процесс цепной реакции деления ядер Np-237 .

Сердечник твэлов диаметром 16 мм выполнен из нитрида нептуния и помещен в стальную цилиндрическую оболочку с зазором 0,4 мм по диаметру для компенсации распухания нитрида в процессе выгорания, которое составит при длительности кампании реактора 15–20 лет 6–7,5 % объема топлива при температуре 1300 К (выгорание 4–5 % тяжелых атомов). Зазор между сердечником и оболочкой заполнен натрием, который остается в жидкой фазе из-за повышенного давления в газовой полости твэла.

Теплоотвод от твэлов и никелевого стационарного отражателя осуществляется жидким натрием по двухконтурной схеме, аналогичной реактору ИБР-2. В отличие от ИБР-2, нижняя точка первого контура находится в корпусе активной зоны, что предотвращает потерю натрия при разрыве подающей трубы. Циркуляция теплоносителя осуществляется магнитно-индукционными насосами. Рабочая температура натрия первого контура 290–450 °С, расход теплоносителя при мощности 10 МВт — 180 м³/ч.

С целью уменьшения критической массы параметр решетки твэлов одинаков по всему сечению активной зоны. Другое характерное отличие от ИБР-2 — жесткое закрепление одного из концов (или обоих) стержней твэлов в опорной плите. Это улучшает динамические свойства реактора (см. п. 3.3) и обеспечивает устойчивость мощности.

Критическая загрузка нептуниевого реактора при максимально возможной объемной доле нитрида 72–73 % составляет по расчету около 500 кг. Объем активной зоны при этом около 50 л.

Модулятор выполнен в виде вращающегося диска диаметром 3,4 м, вдоль периферии которого находится гидрид титана, и плотностью до 3,7 г/см³ в форме радиальных секторов. В одном из секторов гидрид титана заменен на пустоту, при вхождении этого сектора в область активной зоны реактора коэффициент размножения нейтронов возрастет вследствие ужесточения спектра нейтронов. Окружная скорость вращения ротора модулятора — 10 об/с, линейная эффективная скорость — около 90 м/с.

Гидрид титана — радиационно стоек, хорошо изучен и используется в биологической защите ядерно-энергетических установок. Высокое содержание водорода в гидриде сохраняется до температуры 500 °С. Охлаждение модулятора — воздушное. Интенсивность тепловой и радиационной нагрузки на гидрид титана в секторах, непосредственно примыкающих к пустой полости, достаточно высока — до 3,5 Вт/см³ при мощности реактора 10 МВт, поэтому для продления ресурса работы модулятора конструкция диска такова, что позволяет периодически заменять сектора с гидридом, которые во время импульса мощности реактора оказываются вблизи активной зоны, на удаленные сектора.

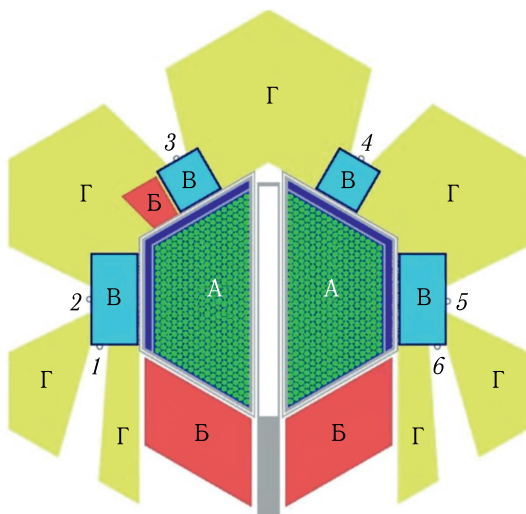


Рис. 29. Схема реактора НЕПТУН (поперечное сечение): А — активная зона из двух половин трапецевидной формы, между ними — пустой сектор диска модулятора реактивности; Б — никелевый отражатель с органами СУЗ; В — водяные замедлители быстрых нейтронов; Г — бериллиевый отражатель-замедлитель; 1 и 6 — касательные пучки; 2, 3, 4 и 5 — светящиеся поверхности вывода радиальных пучков нейтронов

Использование такого модулятора обеспечивает более глубокую модуляцию реактивности, чем подвижный отражатель (примерно в 2 раза). Фоновая мощность реактора составит 2,5–3% от средней мощности.

Бериллий в качестве отражателя особенно эффективен для реакторов с нептуниевой активной зоной. Ввиду порогового характера делений отраженные нейтроны не будут давать делений и, соответственно, не удлинит импульс мощности, в то время как плотность потока тепловых нейтронов из водяных замедлителей в геометрии, представленной на рис. 29, возрастает за счет нейтронов, отраженных от бериллия в их сторону. Выигрыш в потоке относительно отражателя из никеля составляет 1,5–2 раза.

4.3. Почему нептуний? Главная особенность изотопа Np-237, в отличие от традиционных ядерных композиций на основе U-235 и Pu-239, — это пороговый характер сечения деления (см. рис. 26). Существенно, что эффективный порог деления — около 0,4 МэВ, что на 0,2 МэВ ниже порога деления U-238. Это обеспечивает создание критической массы при достаточной плотности ядер нептуния [52, 53]. Известно, что для альфа-фазы металлического Np-237 плотностью 20,45 г/см³ $k_{\infty} = 1,638$, а «голый» шар из металлического нептуния такой же плотности имеет критический радиус 8,864 см и критическую массу 59,7 кг.

Что же влечет за собой такой характер сечения деления? Важных следствий как минимум три.

• Во-первых, время жизни поколения быстрых нейтронов τ в зоне с нептунием значительно ниже той же величины для зоны с плутонием. Так, в действующем исследовательском реакторе на быстрых нейтронах ИБР-2 τ равно 65 нс, а в реакторах на промежуточных нейтронах составляет несколько микросекунд, в то время как в нептуниевом реакторе — от 3 до 10 нс в зависимости от объемной плотности ядерного топлива в активной зоне. Этот фактор позволяет иметь более короткую вспышку быстрых (и, соответственно, тепловых) нейтронов в режиме работы пульсирующего реактора — длительность импульса мощности реактора пропорциональна квадратному корню из времени жизни поколения нейтронов.

• Во-вторых, эффективная доля запаздывающих нейтронов $\beta_{эф}$ оказывается заметно ниже той же величины для плутония, которая в ИБР-2 равна $2,16 \cdot 10^{-3}$ на один мгновенный нейтрон деления. Дело в том, что запаздывающие нейтроны деления имеют энергию от 0,2 до 0,8 МэВ при средней энергии 0,4 МэВ, равной как раз энергии порога деления $Np-237$ [54–56]. Вследствие этого при физической доле запаздывающих нейтронов нептуния $4 \cdot 10^{-3}$ их эффективная доля составляет всего $1,1 \times 10^{-3}$ для зоны НЕПТУН. Низкое значение $\beta_{эф}$ определяет малое значение фоновой мощности $N_{фон}$ в промежутках между импульсами, которая оценивается в 2–3% для НЕПТУН против 7–8% для ИБР-2М согласно соотношению

$$\frac{N_{фон}}{N} = \frac{\beta_{эф}}{|\varepsilon|}, \quad (16)$$

где N обозначает среднюю мощность активной зоны, а ε — уровень подкритичности реактора в фоне.

• В-третьих, важное следствие порогового характера деления нептуния — это возможность использования для модулятора реактивности материалов, замедляющих нейтроны. Замедление на ядрах водорода с высоким сечением рассеяния (около 4 б для спектра деления) и сбросом энергии нейтрона в среднем на 50% на одно рассеяние приводит к быстрому выводу нейтрона из зоны деления нептуния. По сути, водород в нептуниевой зоне «работает» как поглотитель нейтронов (точнее, как «поглотитель ценности» нейтронов). Удаление водородосодержащего вещества (например, гидрида титана) из активной зоны нептуниевых реактора дает изменение реактивности, сравнимое с вводом делящегося вещества. Такого эффекта нельзя достичь перемещением эквивалентного объема отражателя.

Помимо порогового характера деления нептуниевое ядерное топливо обладает еще одним замечательным свойством: при работе такого реактора на мощности не будет снижения коэффициента размножения от выгорания нептуния, что обычно для реакторов на уране и плутонии, а напротив, запас реактивности реактора будет даже увеличиваться с выгоранием нептуния (рис. 30). Объяснение простое: при захвате нейтрона ядром $Np-237$ возникает β -радиоактивное ядро $Np-238$, которое с периодом полураспада 2,12 сут превращается в ядро $Pu-238$. Последнее является непороговым делящимся изотопом, делящиеся свойства которого значительно лучше, чем у $Np-237$. Захват ядер $Np-237$ происходит почти с такой же скоростью,

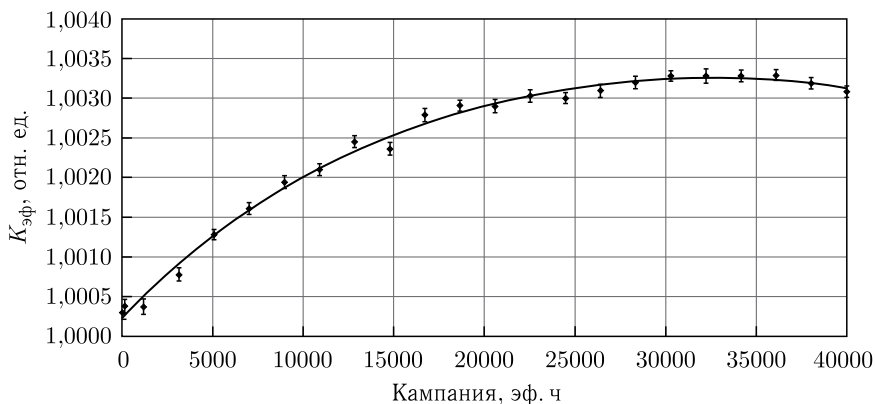


Рис. 30. Изменение коэффициента размножения нейтронов (% от $K_{эф}$) в реакторе НЕПТУН в зависимости от времени работы

как и деление, и в итоге коэффициент размножения нейтронов в реакторе с нептунием растет в отличие от привычного для реакторов на уране или плутонии падения.

Исследованию механических и теплофизических свойств нептуния и его сплавов посвящен целый ряд публикаций, например [57–59]. Нитриды актиноидов, и нитрид нептуния в частности, обладают весьма привлекательными свойствами для ядерного топлива: высокой плотностью и хорошей теплопроводностью. Свойства нитрида нептуния достаточно интенсивно исследуются в последние два десятка лет в связи с проблемой трансмутации радиоактивных отходов. Нептуний, с одной стороны, относится к разряду самых многочисленных ядерных отходов, а с другой — является потенциальным ядерным топливом в составе композиций с плутонием. В этом направлении наиболее известны работы японских специалистов [60–62].

Использование именно нитрида нептуния в импульсном реакторе — источнике нейтронов для исследований на выведенных пучках — особенно привлекательно. Активная зона реактора на оксиде нептуния вследствие его низкой плотности имела бы значительно больший размер, и, соответственно, для достижения такой же плотности потока нейтронов пришлось бы повышать мощность реактора в 2–3 раза по сравнению с реактором на нитриде. Дело в том, что плотность потока исследовательского реактора для экспериментов на выведенных пучках определяется не полной тепловой мощностью, а удельным энерговыделением (см. п. 4.1). Кроме того, нитриды имеют значительно более высокую теплопроводность, что позволяет работать при более высоком удельном энерговыделении в активной зоне с твэлами большого диаметра.

Насколько доступен нептуний? Np-237 является искусственным изотопом с периодом полураспада $2,14 \cdot 10^6$ лет и накапливается как побочный продукт при работе энергетических ядерных реакторов вслед-

ствии β -распада U-237 (период 6,7 сут), который образуется в реакторах на быстрых нейтронах по реакции ($n, 2n$) на U-238 или путем двойного захвата на U-235 и затем U-236 в тепловых реакторах. Он является одним из самых значительных отходов атомно-энергетического комплекса. Один блок ВВЭР вырабатывает до 13 кг нептуния в год. Радиохимические методы выделения Np-237 сегодня также известны. Количество накопленного в мире Np-237 постоянно растет, к настоящему времени оно измеряется тоннами (точные данные авторам неизвестны). Таким образом, задача получения Np-237 в необходимых для создания исследовательского реактора количествах (300–600 кг) в принципе не представляется неразрешимой.

В настоящее время единственное пока применение Np-237 — это разработка изотопа Pu-238, крайне необходимого источника долговременного питания космических аппаратов. В монографии В. Ф. Колесова [63] детально рассмотрен вопрос о применении Np-237 в качестве топлива внутренней активной зоны (АЗ1) в двухсекционном бустере-реакторе с внешней зоной (АЗ2) из U-235 для создания сверхмощного источника быстрых нейтронов с так называемой вентильной нейтронной связью секций. Показано, что АЗ1 в такой системе может работать как в бустерном режиме (с линейным ускорителем электронов), так и в режиме импульсного самогасящегося реактора аperiодического действия. Такая двухзонная система эффективна для облучательных экспериментов или для создания лазеров с ядерной накачкой [64], но для генерации выведенных импульсных пучков нейтронов она не имеет преимуществ перед однозонным бустером или пульсирующим реактором на нептунии.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Подведем итоги. 65-летний опыт эксплуатации пульсирующих реакторов ЛНФ показал высокую на мировом уровне эффективность проводимых с помощью этих установок научных и прикладных исследований. Реактор ИБР был первым в мире пульсирующим реактором, за которым последовали реакторы первого и второго поколений с потоками нейтронов на выведенных пучках почти на четыре порядка выше. Опыт работы на этих высокоинтенсивных источниках нейтронов выявил характерную особенность пульсирующих реакторов на быстрых нейтронах. Поясним сказанное. В 1980-х гг. был создан уникальный ядерный реактор второго поколения ИБР-2 с хорошими выходными параметрами, но обладающий серьезным недостатком: во время его работы спонтанно возникали колебания мощности, что при определенных условиях могло привести к разгону реактора. Чтобы избежать этого, приходилось снижать мощность реактора. На ИБР-2 проблемы стали появляться через 10–12 лет эксплуатации с 1984 г. До остановки на модернизацию в 2006 г. реактор работал на пониженной мощности.

Попытались улучшить ИБР-2 во время модернизации. Реактор ИБР-2М потребовал снижения мощности уже через 5–6 лет после начала эксплуатации в 2012 г. В 2021 г. перед остановкой реактора на ремонт речь

шла о снижении мощности почти в 2 раза. В настоящее время безопасно эксплуатировать реактор можно на мощности не более 1,4 МВт.

После тщательного анализа работы и теоретических исследований удалось установить причину неустойчивых автоколебаний: они обязаны положительной компоненте обратной связи вследствие поперечного изгиба топливных кассет (ТВС). Ухудшение динамики реактора с выработкой ядерного топлива происходит, скорее всего, из-за снижения теплоемкости двуокиси плутония с выгоранием, а также вследствие зависания топливных таблеток в центральной части активной зоны. Сейчас очевидно, что любые попытки повторить принципиальную схему ИБР-2 с топливными кассетами в активной зоне сталкиваются, по крайней мере, с проблемой неустойчивых колебаний импульсов мощности, решение которой пока не найдено.

Альтернативой может являться реактор НЕПТУН с потвальной загрузкой или в виде двух монозон. Не исключен также традиционный вариант активной зоны с тепловыделяющими сборками, но в этом случае пока не найдено конструкторского решения, исключающего колебания мощности. Реактор типа НЕПТУН может быть реализован как источник двойного назначения — для задач изучения твердых и жидких структур, ядерной и фундаментальной физики (см. буклет «Superbooster NEPTUN» (Дубна: ОИЯИ, 2018)). Подобные конструкции лишены проблемы неустойчивости и имеют нейтронно-физические параметры (плотность потока нейтронов в пучки, фоновую мощность, длительность импульса, ресурс работы без перегрузки и загрузки топлива) на порядок лучше, чем у ИБР-2М. О возможном расширении научной программы в область ядерной физики мы писали ранее, например в работах [65, 66].

В наши дни дорабатывает свой ресурс реактор второго поколения ИБР-2М. Возникла естественная необходимость проектирования нового реактора более высокой мощности. Несмотря на неоднократные предложения научного решения проблемы неустойчивостей, продолжаются попытки повторения проекта проблемного ядерного реактора второго поколения. Задача настоящего времени — убедить научно-техническое сообщество ОИЯИ в бесперспективности разработки пульсирующего реактора на основе диоксида плутония по старым шаблонам.

Благодарности. Авторы выражают благодарность редакционной коллегии журнала за приглашение написать данную статью и надеются на то, что изложенные здесь основы физики импульсных реакторов периодического действия получат дальнейшее развитие.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Шабалин Е. П. Импульсные реакторы на быстрых нейтронах. М.: Атомиздат, 1976. 206 с.
2. Бондаренко И. И., Ставиский Ю. Я. Импульсный режим работы быстрого реактора // АЭ. 1959. Т. 7, вып. 5. С. 417–420.
3. Блохинцев Д. И. Рождение мирного атома. М.: Атомиздат, 1977. 176 с.

4. *Блохин Г. Е., Блохинцев Д. И., Блюмкина Ю. А. и др.* Импульсный реактор на быстрых нейтронах // АЭ. 1961. Т. 10, вып. 5. С. 437–446.
5. *Ананьев В. Д., Блохинцев Д. И., Бунин Б. Н. и др.* Опыт эксплуатации и развитие импульсных периодических реакторов в Дубне // Fast Burst Reactors: Proc. Conf. USAEC CONF-690102. 1969. P. 173; Препринт ОИЯИ 13-4395. Дубна, 1969. 35 с.
6. *Франк И. М.* Рассеяние нейтронов на ядрах // Элементарные частицы. М.: Атомиздат, 1972. Вып. 4. С. 806–830.
7. *Нитц В. В. и др.* // Физика твердого тела. 1964. Т. 6, вып. 5. С. 1370–1377.
8. *Аксенов В. Л., Балагуров А. М.* Дифракция нейтронов на импульсных источниках // УФН. 2016. Т. 186, № 3. С. 293–310; doi: 10.3367/UFN.0186.201603c.0293.
9. *Ананьев В. Д., Анцунов П. С., Капица С. П. и др.* Микротрон-инжектор на 30 МэВ для импульсного реактора на быстрых нейтронах // АЭ. 1966. Т. 20, вып. 2. С. 106–111.
10. *Бунин Б. Н., Левин В. М., Николаев С. К. и др.* Пуск реактора ИБР-30 в режиме импульсного бустера. ОИЯИ, 13-6213. Дубна, 1972. 14 с.
11. *Лущиков В. И., Покотиловский Ю. Н., Стрелков А. В., Шапиро Ф. Л.* Наблюдение ультрахолодных нейтронов. Препринт ОИЯИ РЗ-4127. Дубна, 1968. 10 с.; Письма в ЖЭТФ. 1969. Т. 9, вып. 1. С. 18–21.
12. *Стрелков А. В.* Ультрахолодные нейтроны // УФН. 2004. Т. 174, № 5. С. 565–572.
13. *Лычагин Е. В. и др.* Нейтронная физика в ОИЯИ — 60 лет Лаборатории нейтронной физики им. И. М. Франка // УФН. 2016. Т. 186, № 3. С. 265–292; doi: 10.3367/UFN.0186.201603b.0265.
14. *Аксенов В. Л.* 40 лет нейтронным исследованиям в Дубне // Вестн. РАН. 2001. Т. 71, № 5. С. 415–423.
15. Научное сотрудничество социалистических стран в ядерной физике / Под ред. Н. Н. Боголюбова. М.: Энергоатомиздат, 1986. 263 с.
16. *Aksenov V. L. et al.* Proposal for a New Type of Periodic Pulsed Reactor with a Cold Neutron Source. JINR Preprint E3-92-110. Dubna, 1992. 12 p.
17. *Шабалин Е. П., Погодаев Г. Н.* К вопросу оптимизации импульсного реактора на быстрых нейтронах. Сообщ. ОИЯИ 2708. Дубна, 1966. 18 с.
18. Summary of SORA Project Report // Pulsed Neutrons and Their Utilization: Proc. Joint Meeting EURATOM — Japan Atomic Energy Soc., Ispra, 1971. EUR 4954e. 1973. P. 1–15.
19. *Raievski V.* The Pulsed Fast Reactor as a Source for Pulsed Neutron Experiments // Pulsed Neutron Research: Proc. Symp., Karlsruhe, 1965. V. II. Vienna: IAEA, 1965. P. 533–544.
20. *Hendrie J. M., Hoffmann K. C., Kouts H. J. C. et al.* Brookhaven Pulsed Fast Research Reactor. Rep. BNL 13208. Upton, New York: Brookhaven Nat. Lab., 1969. 45 p.
21. *Shabalin E. P.* On the Reactor Power Oscillations and the Stability of Pulsed Reactors // At. Energy. 1986. V. 61, No. 6. P. 401–406.
22. *Шабалин Е. П.* Стохастическая динамика импульсного реактора периодического действия // ВАНТ. ФЯР. 1991. № 4. С. 3–9.
23. *Ананьев В. Д. и др.* Физический пуск импульсного исследовательского реактора ИБР-2 // АЭ. 1979. Т. 46, вып. 6. С. 393–400.

24. *Ананьев В. Д. и др.* Энергетический пуск реактора ИБР-2 и первые физические эксперименты на его пучках // АЭ. 1984. Т. 57, вып. 4. С. 227–234.
25. *Ананьев В. Д., Блохинцев Д. И., Смирнов В. С. и др.* Особенности конструкции и оптимизация модулятора реактивности реактора ИБР-2 // Peaceful Uses of Atomic Energy: Proc. Fourth Intern. Conf., Geneva, 1971. V. 7. Vienna: IAEA, 1972. P. 351–366.
26. *Ананьев В. Д., Блохинцев Д. И., Булкин Ю. М. и др.* ИБР-2 — импульсный реактор периодического действия для нейтронных исследований // ПТЭ. 1977. № 5. С. 17–35.
27. *Ananiev V. D., Lomidze V. L., Rogov A. D., Smirnov V. S., Shabalin E. P.* Optimization Study of the Reactivity Modulator for the Periodically Pulsed Fast Reactor // Atomkernenergie-Kerntechnik. 1983. V. 43, No. 4. P. 253–259.
28. *Ломидзе В. Л., Ноак К., Рогов А. Д., Шабалин Е. П.* Экспериментальные и расчетные исследования перспективного модулятора реактивности ИБР-2 // АЭ. 1989. Т. 67, вып. 5. С. 314–320.
29. Свид. на изобретение № 457402 (СССР). Заявл. 26.11.1971. Опубл. 15.01.1975. Бюл. № 2. Модулятор реактивности / Шабалин Е. П., Константинов В. И., Рогов А. Д.
30. *Ширков Д. В.* Научные школы Объединенного института ядерных исследований // УФН. 2009. Т. 179, № 6. С. 581–595; doi: 10.3367/UFNг.0179.200906a.0581.
31. *Glyde H. R.* Deep Inelastic Neutron Scattering and Momentum Distributions in Quantum Liquids // Phys. B: Condens. Matter. 1994. V. 194–196, Part 1. P. 505–506; doi: 10.1016/0921-4526(94)90582-7.
32. *Бабаев А. И.* Мы меняли ход времени: Интервью // Дубна: Наука. Содружество. Прогресс. 2009. № 49–50. С. 6–7.
33. *Aksenov V. L., Nikitenko Yu. V.* Neutron Reflectometry // Phys. B: Condens. Matter. 1999. V. 267–268. P. 313–319; doi: 10.1016/S0921-4526(99)00102-X.
34. *Аксенов В. Л., Игнатович В. К., Никитенко Ю. В.* Основы нейтронной рефлектометрии // Кристаллография. 2006. Т. 51, № 1. С. 23–33.
35. *Аксенов В. Л., Жакетов В. В., Никитенко Ю. В.* Нейтронная рефлектометрия: современные методы и перспективы // ЭЧАЯ. 2023. Т. 54, вып. 4. С. 898–935; doi: 10.31857/S0044002723050022.
36. *Korneev D. A. et al.* Polarized Neutron Reflectometry // Surface X-Ray and Neutron Scattering / Eds.: H. Zabel, I. K. Robinson. Berlin: Springer, 1992. P. 165–170.
37. *Корнеев Д. А., Боднарчук В. И., Ярадайкин С. П.* Рефлектометр поляризованных нейтронов «Рефлекс-П». Сообщ. ОИЯИ РЗ-2002-189. Дубна, 2002. 10 с.
38. *Aksenov V. L. et al.* The Polarized Neutron Spectrometer REMUR at the Pulsed Reactor IBR-2. JINR Commun. D13-2004-47. Dubna, 2004. 32 p.
39. *Авдеев М. В. и др.* Рефлектометрия поляризованных нейтронов: исследование магнитных наноструктур // Кристаллография. 2017. Т. 62, № 6. С. 1014–1021; doi: 10.7868/S0023476117060042.
40. *Ananiev V. D., Belyakov A. A., Bulavin M. V., Kulagin E. N. et al.* The World's First Pelletized Cold Neutron Moderator at Neutron Scattering Facility // Nucl. Instr. Meth. A. 2014. V. 756. P. 70–74; doi: 10.1016/j.nima.2013.12.047.

41. Булавин М. В., Казаков А. В., Шабалин Е. П. К теории пневмотранспорта шариков холодного замедлителя нейтронов реактора ИБР-2 // Письма в ЭЧАЯ. 2017. Т. 14, № 3(208). С. 308–329.
42. Попов А. К., Хан Ки Тхе, Шабалин Е. П. Анализ флуктуаций реактивности в реакторе ИБР-2. Сообщ. ОИЯИ Р13-87-808. Дубна, 1987. 24 с.
43. Кузнецов А. П., Кузнецов С. П. Критическая динамика одномерных отображений. Ч. 1. Сценарий Фейгенбаума // Изв. вузов. Прикладная нелинейная динамика. 1993. Т. 1, № 1. С. 15–33.
44. Подлесный М. М., Шабалин Е. П., Вдовин Я. А., Кушниц И. В., Верхогляд А. Е. Изгиб тепловыделяющих сборок в реакторе ИБР-2М и их влияние на реактивность. Сообщ. ОИЯИ Р13-2025-54. Дубна, 2025. 8 с.
45. Шабалин Е. П. Влияние зависания топливных таблеток на характер мощностной обратной связи в пульсирующем реакторе. Сообщ. ОИЯИ Р13-2025-13. Дубна, 2025. 8 с.
46. Верхогляд А. Е. Уравнение плоских вынужденных поперечных колебаний стержня под действием температуры. Численно-аналитическое решение // Письма в ЭЧАЯ. 2023. Т. 20, № 4(249). С. 657–668.
47. Верхогляд А. Е., Верхоглядова В. Н., Шабалин Е. П. Математическая модель импульсного реактора периодического действия // АЭ. 2025. Т. 138, вып. 1–2. С. 34–40.
48. Ананьев В. Д., Анципов Н. П., Виноградов А. В. и др. Пуск и исследования основных характеристик реактора ИБР-2 с новым модулятором реактивности гетерогенного типа. Сообщ. ОИЯИ Р13-2004-156. Дубна, 2004. 14 с.
49. Верхогляд А. Е., Шабалин Е. П. Модель динамики реактора ИБР-2 на основе двухкомпонентной мощностной обратной связи. Сообщ. ОИЯИ Р13-2025-15. Дубна, 2025. 8 с.
50. Бать Г. А., Коченов А. С., Кабанов Л. П. Исследовательские ядерные реакторы. М.: Атомиздат, 1972. 336 с.
51. Аксенов В. Л., Ананьев В. Д., Комышев Г. Г., Рогов А. Д., Шабалин Е. П. О пределе нейтронных потоков в импульсных источниках на основе реакции деления // Письма в ЭЧАЯ. 2017. Т. 14, № 5(210). С. 556–570.
52. Seifritz W., Wydler P. Criticality of Neptunium-237 and Its Possible Utilization in Nuclear Reactors // Nucl. Sci. Engin. 1979. V. 72, No. 2. P. 272–282; doi: 10.13182/NSE79-A20355.
53. Sanchez R., Loaiza D., Kimpland R. et al. Criticality of a ^{237}Np Sphere // Proc. Intern. Conf. on Nucl. Criticality Safety, Tokai, Japan, 2003. JAERI-Conf. 2003-019. 2003. P. 201–205.
54. Miernik K. Beta-Delayed Neutron Energy Spectrum Calculated in Effective Density Model // Acta Phys. Polon. B. 2015. V. 46, No. 3. P. 659–666; doi: 10.5506/APhysPolB.46.659.
55. Saleh H. H., Parish T. A., Miller W. H., Oigawa H., Raman S. Measurement of Differential ($n, 2n$) Cross Sections for ^{237}Np and ^{232}Th from 6.5 to 14.8 MeV // Nucl. Instr. Meth. B. 1995. V. 103, No. 3. P. 393–403; doi: 10.1016/0168-583X(95)00444-2.
56. Cwarlton W. S., Parish T. A., Raman S., Shinohara N., Andoh M. Measurements of the Neutron Capture Cross Section for ^{237}Np in the Energy Range of 0.05 eV to 1 keV // Proc. Intern. Conf. on Nuclear Data for Science and Technology, Trieste, Italy, 1997. P. 491–493.

57. Хайд Э., Перлман И., Сиборг Г. Ядерные свойства тяжелых элементов. Вып. 1: Трансурановые элементы. М.: Атомиздат, 1967. 264 с.
58. Конев В.Н. Нептуний-237. Свойства, структура сплавов и соединений. Пре-принт № 11(68). М.: ВНИИНМ, 1981. 45 с.
59. Алексеев В.Л., Зайцев В.А. Нитридное топливо для ядерной энергетики. М.: Техносфера, 2013. 312 с.
60. Arai Y. *et al.* Fabrication of Nitride Fuels for Transmutation of Minor Actinides // J. Nucl. Mater. 1994. V.211, No.3. P.248–254; doi:10.1016/0022-3115(94)90383-2.
61. Minato K., Takano M., Otake H., Nishi T., Akabori M., Arai Y. Thermochemical and Thermophysical Properties of Minor Actinide Compounds // J. Nucl. Mater. 2009. V. 389, No. 1. P. 23–28; doi: 10.1016/j.jnucmat.2009.01.001.
62. Shibata H., Tsuru T., Nishi T., Hirata M., Kaji Y. Thermodynamic Properties of Neptunium Nitride: A First Principles Study // J. Nucl. Sci. Technol. 2012. V. 49, No. 3. P. 328–334; doi: 10.1080/00223131.2012.660004.
63. Колесов В.Ф. Аperiodические импульсные реакторы: В 2 т. Саров: РФЯЦ ВНИИЭФ, 2007. Т.1. 352 с.
64. Дьяченко П.П., Фокин Г.Н. Реакторно-лазерная система и импульсный реактор на нептунии: Докл. науч.-техн. конф. «Нейтронно-физические проблемы атомной энергетики» (Нейтроника-2016), 23–25 нояб. 2016 г. Обнинск, 2016. 25 с.
65. Aksenov V. L. A Report to the Program Advisory Committee for Condensed Matter Physics of the JINR, Jan. 19, 2017. JINR, E3-2017-12. Dubna, 2017. 12 p.
66. Аксенов В.Л., Рзянин М.В., Шабалин Е.П. Исследовательские реакторы ОИЯИ: взгляд в будущее // ЭЧАЯ. 2021. Т. 52, вып. 6. С. 1349–1376; doi: 10.31857/S0044002721060021.

Получено 26 января 2026 г.

Редактор *Е. В. Григорьева*

Подписано в печать 13.04.2026.

Формат 60 × 90/16. Бумага офсетная. Печать цифровая.

Усл. печ. л. 3,25. Уч.-изд. л. 3,58. Тираж 105 экз. Заказ № 61296.

Издательский отдел Объединенного института ядерных исследований
141980, г. Дубна, Московская обл., ул. Жолио-Кюри, 6.

E-mail: publish@jinr.ru
publish.jinr.ru