

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА. ТЕНДЕНЦИИ В МИРЕ И ОСОБЕННОСТИ УКРАИНЫ

В. А. Бабенко^а, Л. Л. Енковский^а, В. Н. Павлович^б

^аИнститут теоретической физики им. Н. Н. Боголюбова НАН Украины, Киев

^бИнститут ядерных исследований НАН Украины, Киев

| | |
|--|------|
| ВВЕДЕНИЕ | 1517 |
| ДЕЛЕНИЕ АТОМНЫХ ЯДЕР — ОТКРЫТИЕ И ОСНОВНЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА. ЯДЕРНЫЕ ЦЕПНЫЕ РЕАКЦИИ ДЕЛЕНИЯ УРАНА И ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ | 1519 |
| ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В УКРАИНЕ | 1526 |
| ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЭКОЛОГИЯ. ПРОБЛЕМЫ ЧЕР- НОБЫЛЯ | 1536 |
| ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ | 1556 |
| ЗАКЛЮЧЕНИЕ | 1573 |
| СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ | 1575 |

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА. ТЕНДЕНЦИИ В МИРЕ И ОСОБЕННОСТИ УКРАИНЫ

В. А. Бабенко^а, Л. Л. Енковский^а, В. Н. Павлович^б

^аИнститут теоретической физики им. Н. Н. Боголюбова НАН Украины, Киев

^бИнститут ядерных исследований НАН Украины, Киев

Обзор посвящен новым направлениям в физике ядерных реакторов. Рассмотрены вопросы физики ядерной энергии деления, начиная с ее истории, включающей достижения харьковской школы ядерной физики. При этом уделено внимание развитию теории деления, теории Струтинского и возможному использованию «нестандартных» делящихся элементов. Подробно изложена эволюция конструкции ядерных реакторов, достоинства и недостатки различных конструкций, используемых в мире. Дана детальная характеристика атомных электростанций, работающих в Украине, их (высокой!) доли в выработке электроэнергии в сравнении с другими странами. Приведены сравнительные оценки влияния на окружающую среду различных источников энергии, дана оценка загрязнения окружающей среды вследствие чернобыльской аварии. Подытожены уроки чернобыльской аварии, дана характеристика укрытия («Саркофага») над остатками 4-го блока электростанции, приведены примеры расчетов (с участием авторов данного обзора) радиационной эволюции топливосодержащей массы на объекте. Реакторам будущего посвящен отдельный раздел, где изложены пути эволюции традиционных конструкций реакторов, новые (инновационные) проекты, такие как подкритические сборки (электрояд), управляемые внешним пучком частиц (нейтроны или протоны). Среди новых идей изложен принцип работы реактора Феоктистова и обсуждена возможность его реализации.

New trends in the peaceful use of the nuclear energy are reviewed. A comprehensive introduction with a historical retrospective of the physics of nuclear energy, including the achievements of the Kharkov school, opens the review. Progress in the fission theory, the Strutinski theory as well as the use of «nonstandard» fission materials are presented. The conceptual evolution of nuclear reactors, the advantages and shortcomings of various designs used worldwide are discussed. A detailed characteristics of the nuclear power stations operating in Ukraine as well as their (large!) share in the production of electricity relative to other countries is reviewed. Environmental aspects of the energy production and the consequences of the Chernobyl disaster are highlighted. Lessons from Chernobyl, the features of the shelter («Sarkofag») covering the remaining of the 4th block of the power station are summarized; calculations (by present authors) of the radioactive evolution of the fuel-containing masses are included in the review. A special section deals with future reactors: the evolution of the traditional designs as well as the new ones, such as subcritical assemblies (ADS), controlled by an external beam of particles (neutrons and protons), are presented. Among the new ideas, the so-called Feoktistov reactor and the possibility of its realization are discussed.

PACS: 89.30.-g

ВВЕДЕНИЕ

В своем докладе на юбилейной сессии Ученого совета ОИЯИ (1996 г.) Полномочный Представитель СССР в ОИЯИ (1962–1987 гг.) академик Ака-

демии наук Армении А. М. Петросьянц указал [1] на важность развития в ОИЯИ научных направлений, связанных с ядерной энергетикой, в частности, исследования вопросов, связанных с повышением надежности и безопасности ядерных реакторов, и использования для этого ускорителей (подкритические сборки). Хотя эта проблематика не является профилирующей в тематике исследований ОИЯИ, тем не менее в ОИЯИ ею занимаются несколько групп уже продолжительное время, что отражено в ряде публикаций [2, 3], в том числе и в великолепных обзорах, опубликованных в журнале ЭЧАЯ [4–6]. Развитие ядерной энергетики в Украине имеет свою интересную историю и свои особенности.

Заглавие обзора предполагает подробное рассмотрение двух вопросов — перспектив развития ядерной энергетики вообще и особенностей ее развития в Украине.

В силу профессиональных интересов авторов обзор посвящен рассмотрению именно научно-технических предпосылок развития атомной энергетики (АЭ). К сожалению, политические решения часто принимаются без учета последних научно-технических разработок и даже без консультаций со специалистами данной отрасли. Так, принятая недавно стратегия развития атомной энергетики Украины до 2030 г. практически не учитывает мировые достижения в разработке замкнутого топливного цикла и перспективных реакторных систем. Конечно, было бы желательным для политиков понимание того, что такого типа документы должны пересматриваться по крайней мере каждые пять лет для учета последних научных достижений.

В наследство от Советского Союза Украине досталась развитая ядерная энергетика, в настоящее время обеспечивающая около 50 % потребностей в электроэнергии. Пятнадцать энергоблоков обслуживает квалифицированный персонал, объединенный в Национальной атомной энергогенерирующей компании (НАЭК) «Энергоатом». Однако практически вся инфраструктура отрасли, особенно это относится к научному сопровождению, осталась в России.

За пятнадцать лет независимости сделаны некоторые шаги в направлении развития собственной инфраструктуры: создано несколько научно-технических подразделений в рамках НАЭК и академии наук, в трех вузах страны — в Киеве, Харькове и Одессе — готовятся молодые специалисты для АЭ. Однако все эти шаги сделаны в основном либо благодаря усилиям энтузиастов, либо под давлением обстоятельств, а не вследствие продуманной государственной политики.

Другим существенным фактором, определяющим развитие АЭ в Украине, является «постчернобыльский синдром». Несмотря на 20 лет, прошедшие с момента чернобыльской аварии, АЭ и «радиация» являются пугалом для большинства населения Украины и значительной части политиков. Более того,

некоторые политики (и политические партии) сделали себе имя на «чернобыльской волне» и спекуляциях вокруг АЭ и не приемлют никаких доводов в пользу развития ядерной энергетики.

1. ДЕЛЕНИЕ АТОМНЫХ ЯДЕР — ОТКРЫТИЕ И ОСНОВНЫЕ ФИЗИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА. ЯДЕРНЫЕ ЦЕПНЫЕ РЕАКЦИИ ДЕЛЕНИЯ УРАНА И ТРАНСУРАНОВЫХ ЭЛЕМЕНТОВ

Деление атомного ядра — это процесс, при котором из одного достаточно тяжелого атомного ядра возникают два (реже три и совсем редко четыре) ядра-осколка, близких по массе, но обычно отличающихся друг от друга (более подробно см., например, [7, 8]). Процесс деления энергетически выгоден для всех β -стабильных ядер с массовым числом $A > 100$. Деление ядра можно рассматривать как следствие существования поверхностных колебаний ядра. Экспериментальные указания на существование ядерных колебательных возбужденных состояний были получены достаточно давно. Аналогичный делению атомного ядра процесс деления капли ртути с поверхностной плотностью электрического заряда был рассмотрен еще Рэлеем, и отличием в случае ядра является то, что заряд распределен по всему объему. Тем не менее деление ядра не было предсказано теоретически.

Экспериментально деление атомных ядер под действием нейтронов впервые было обнаружено немецкими физиками О. Ганом и Ф. Штрассманом в 1939 г. (так называемое «индуцированное», или вынужденное, деление, которое следует отличать от спонтанного, или, иначе говоря, самопроизвольного деления ядра). Они однозначно доказали, что в результате взаимодействия нейтронов с ядрами урана появляются радиоактивные ядра с массами и зарядами, примерно вдвое меньшими, чем масса и заряд ядра урана. В том же году австрийские физики Л. Мейтнер и О. Фриш показали, что ядро ^{235}U делится под действием нейтрона на два осколка, и дали первое качественное теоретическое объяснение процесса деления ядра. Они же ввели для обозначения этого процесса сам термин «деление ядра» и отметили, что при каждом акте деления выделяется весьма большая энергия, равная примерно 200 МэВ. В основном выделяемая энергия представляет собой суммарную кинетическую энергию осколков деления. Огромное выделение энергии при исследовании взаимодействия нейтронов с ^{235}U наблюдал еще Э. Ферми в 1935 г., однако посчитал это артефактом.

На рис. 1 схематически показан процесс деления тяжелого ядра ^{235}U под действием нейтрона. Подробный исторический обзор открытия деления атомных ядер дан в [9].

Замечательной чертой деления атомного ядра, которая была вскоре обнаружена, является тот факт, что деление сопровождается испусканием в

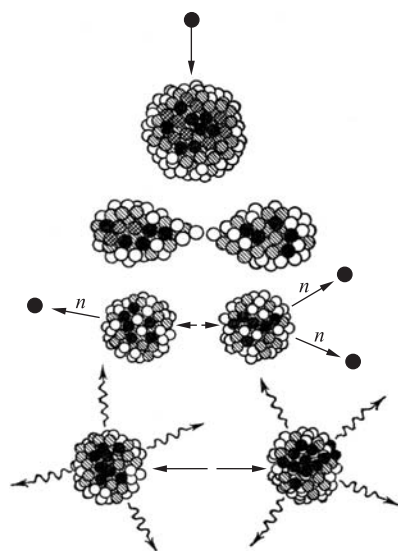


Рис. 1. Деление тяжелого ядра ^{235}U под действием нейтрона; n — нейтроны, испускаемые осколками

среднем двух-трех нейтронов — нейтронов деления (более точно, испускается случайное число нейтронов от нуля до семи). Это послужило основой для выдвижения идеи самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления и использования деления ядра в качестве источника энергии. Необходимо отметить, что сам по себе факт деления ядер с выделением энергии еще не может привести к решению практической проблемы освобождения ядерной энергии. Эта проблема может быть решена только потому, что процесс деления, вызванный нейтронами, становится источником новых нейтронов. Благодаря этому указанный процесс, подобно процессу горения, может поддерживаться сам собой, и энергия может выделяться непрерывно, пока имеется необходимое горючее. На использовании реакции деления основана работа ядерных реакторов, т. е. вся ядерная энергетика и многие другие отрасли ядерной промышленности. Основой современной ядерной энергетике служит деление ядер ^{235}U и ^{239}Pu под действием нейтронов. Осколки деления ядер быстро тормозятся в среде, вызывая ионизацию, нагревание и нарушая ее структуру. Утилизация кинетической энергии осколков деления за счет нагревания ими среды — основа использования ядерной энергии. Интерпретация деления атомного ядра как деления однородной заряженной жидкой капли под действием кулоновских сил была предложена в 1939 г. одновременно Я. И. Френкелем, Н. Бором и Дж. Уилером [10]. Капельная модель описывает лишь усредненные свойства атомных ядер. В действительности же характер процесса деления может существенно зависеть от внутренней структуры ядра и состояния отдельных нуклонов.

Вынужденное деление, в частности деление ядер нейтронами, конкурирует с другими ядерными реакциями под действием нейтронов. Вероятность вынужденного деления определяется отношением сечения деления к полному сечению захвата нейтрона. Вероятность вынужденного деления зависит от энергии возбуждения образующегося составного ядра, которая пропорциональна энергии налетающей частицы. Эта зависимость имеет пороговый характер, причем для четно-четного ядра ^{238}U порог превышает на 1 МэВ энергию связи нейтрона в ядре, а для четно-нечетных ядер ^{235}U и ^{239}Pu по-

для выдвижения идеи самоподдерживающейся цепной ядерной реакции деления и использования деления ядра в качестве источника энергии. Необходимо отметить, что сам по себе факт деления ядер с выделением энергии еще не может привести к решению практической проблемы освобождения ядерной энергии. Эта проблема может быть решена только потому, что процесс деления, вызванный нейтронами, становится источником новых нейтронов. Благодаря этому указанный процесс, подобно процессу горения, может поддерживаться сам собой, и энергия может выделяться непрерывно, пока имеется необходимое горючее. На использовании реакции деления основана работа ядерных реакторов, т. е. вся ядерная энергетика и многие другие отрасли ядерной промышленности. Основой современной ядерной энергетике служит деление ядер ^{235}U и ^{239}Pu под действием нейтронов. Осколки деления ядер быстро тормозятся в среде, вызывая

рог деления примерно совпадает с энергией связи нейтрона. Это приводит к большому сечению деления ^{235}U и ^{239}Pu при малой кинетической энергии бомбардирующих нейтронов, что и используется в ядерных реакторах на тепловых нейтронах.

Реакция деления тяжелых ядер, как было впоследствии обнаружено, может идти под действием не только нейтронов, но и других частиц — фотонов, дейтронов, протонов, α -частиц и т.д. Деление ядра, происходящее под действием различных частиц, как уже отмечалось, называется вынужденным (индуцированным). Самопроизвольное (спонтанное) деление ядер наблюдается для некоторых, особенно очень тяжелых ядер (К. Л. Петржак, Г. Н. Флеров, 1940 г. [7]) и является, как правило, маловероятным процессом. Все вышеуказанные процессы интересны для понимания структуры тяжелых ядер и механизма деления, но особых практических применений пока не нашли. Следует отметить, что деление атомного ядра связано с очень глубокой перестройкой ядра и по своему механизму резко отличается от других ядерных реакций. Спонтанное деление ограничивает возможности получения трансурановых изотопов, так как при увеличении атомного номера Z период полураспада по отношению к делению в среднем резко падает. Для того чтобы ядро достигло формы, предшествующей его разрыву, необходима затрата определенной энергии для преодоления потенциального барьера, называемого, как отмечалось, барьером деления. Эту энергию ядро может получить извне, например, при захвате нейтрона. В случае спонтанного деления ядер происходит туннельное просачивание через барьер благодаря известному квантово-механическому туннельному эффекту.

Простая капельная модель ядра не способна объяснить многие особенности процесса деления, в частности, асимметрию распределения по массам осколков деления, зависимости вероятности спонтанного деления от параметра делимости Z^2/A и др. Понятно, что такие особенности должны объясняться при более точном учете внутренней структуры ядра. Методика такого учета (метод оболочечных поправок) была предложена В. М. Струтинским (см. [11, 12]), и ее применение к различным тяжелым ядрам показало удивительную картину деления, а именно: состояние возбужденного ядра с большой деформацией может оказаться достаточно устойчивым, т.е. в зависимости энергии ядра от степени деформации могут оказаться два минимума — один соответствует сферически-симметричному состоянию, а другой — сильно деформированному. Учет такого «двугорбого барьера деления» позволил объяснить указанные особенности процесса деления.

Модель деформированных оболочек Нильссона [13, 14] дает хорошие предсказания относительно малых отклонений от равновесия, однако она непригодна, когда отклонения велики. Способ преодоления асимптотически некорректной модели деформированных оболочек был предложен в 1967 г. В. М. Струтинским [11]. Метод перенормировки Струтинского предпола-

гает, что средний потенциал деления правильно описывается моделью жидкой капли (МЖК) и что микроскопическая модель ядра используется только для расчета оболочечных поправок, которые следует добавить к потенциалу МЖК. Среднюю потенциальную энергию можно записать в виде [14]

$$\tilde{V} = 2 \int_{-\infty}^{\tilde{\varepsilon}_F} \varepsilon \tilde{g}(\varepsilon) d\varepsilon,$$

где $\tilde{g}(\varepsilon)$ — функция однородного распределения ядерных состояний; $\tilde{\varepsilon}_F$ — соответствующая энергия Ферми. Струтинский постулировал вид функции однородного распределения уровней $\tilde{g}(\varepsilon)$ следующим образом:

$$\tilde{g}(\varepsilon) = (\pi\gamma^2)^{-1/2} \sum_{\nu} \exp \left[-\frac{(\varepsilon - \varepsilon_{\nu})^2}{\gamma^2} \right] \equiv \sum_{\nu} \tilde{g}_{\nu}(\varepsilon).$$

Таким образом, каждый индивидуальный уровень $|\nu\rangle$ размазывается по интервалу γ около величины ε_{ν} . Описанный метод оболочечной поправки интенсивно использовался Нильссоном и сотрудниками в рамках модели деформированных оболочек.

Наиболее важными делящимися ядрами являются ^{233}U , ^{235}U и ^{239}Pu . Эти ядра содержат нечетное число нейтронов, так что нейтрон, который поглощается при образовании составного ядра, оказывается четным. Так как энергия связи четного нейтрона обычно больше, чем нечетного, то энергия возбуждения составного ядра больше, если оно образуется при добавлении нейтрона к ядру с нечетным числом нейтронов, чем если бы нейтрон был добавлен к ядру с четным числом нейтронов. Поэтому, как правило, для ядер с нечетным числом нейтронов порог реакции деления под действием нейтронов ниже, чем для подобных ядер с четным числом нейтронов.

С ростом зарядового числа Z уменьшается стабильность ядра относительно процесса деления. Это приводит к заметному спонтанному делению ядер из основного состояния. Именно неустойчивость относительно деления определяет граничное Z существующих в природе элементов. Спонтанное деление ядер является разновидностью радиоактивного распада и характеризуется соответствующим периодом полураспада T . На рис. 2 приведены периоды полураспада по отношению к спонтанному делению для ряда изотопов в зависимости от параметра делимости Z^2/A [15].

Интенсивность реакции деления сильно зависит от энергии нейтронов и от сорта ядер. Под действием пучка нейтронов достаточно высокой энергии (выше примерно 100 МэВ) будут делиться практически все ядра — легкие, средние и тяжелые. Нейтронами с энергией в несколько МэВ делятся только достаточно тяжелые ядра, начиная примерно с $A = 210$. Наконец, некоторые

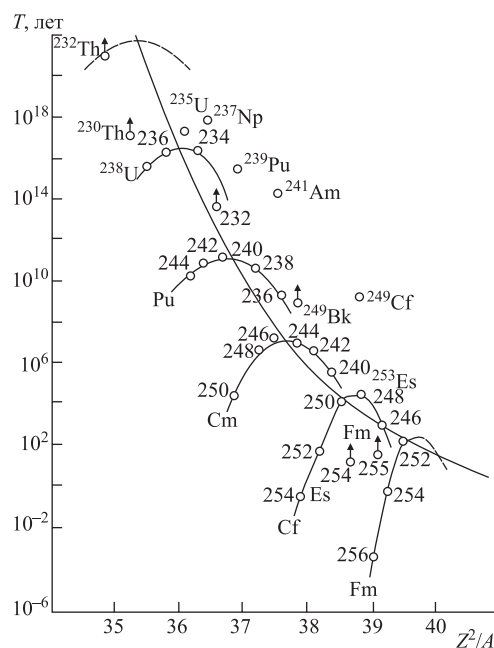


Рис. 2. Зависимость периода T спонтанного деления от параметра делимости Z^2/A ; светлые кружки — экспериментальные данные; пересекающая рисунок сплошная кривая рассчитана по модели жидкой капли

тяжелые ядра делятся нейтронами всех энергий, начиная с нулевых. К ним относятся прежде всего изотопы урана $^{233}_{92}\text{U}$, $^{235}_{92}\text{U}$, изотоп плутония $^{239}_{94}\text{Pu}$, а также $^{241}_{94}\text{Pu}$, изотопы америция $^{242}_{95}\text{Am}$, $^{245}_{95}\text{Am}$ и ряд других трансурановых изотопов.

Если реакция деления идет при любых энергиях, то в соответствии с известным в ядерной физике законом « $1/v$ » [15] сечение деления резко возрастает при приближении энергии нейтрона к нулю. Начиная с энергий порядка 0,5 эВ и до 1 кэВ сечение представляет собой частокол из острых резонансов. При дальнейшем увеличении энергии сечение сравнительно монотонно падает.

В области энергий падающих нейтронов от нуля до нескольких МэВ с реакцией деления конкурируют упругое рассеяние (n, n), неупругое рассеяние (n, n') и радиационный захват (n, γ). Важные для ядерной энергетики относительные вероятности этих процессов могут меняться при переходе от одного резонансного уровня к другому. Для тепловых нейтронов деление, если оно идет, является преобладающим процессом. Так, при захвате тепло-

вого нейтрона ядром $^{235}_{92}\text{U}$ деление происходит в 84 случаях из 100. Если тяжелое ядро не делится медленными нейтронами, то для него существует эффективный порог деления, т. е. энергия, начиная с которой деление идет с заметной вероятностью. Ядра $^{232}_{90}\text{Th}$, $^{236}_{92}\text{U}$, $^{238}_{92}\text{U}$ имеют пороги деления в области ~ 1 МэВ. Понятие порога можно ввести и для ядер, делящихся тепловыми нейтронами. Порог в этом случае будет отрицательным, о чем упоминалось выше.

Масса тяжелого ядра больше суммы масс образующихся осколков. Разница в массах соответствует энергии, выделяемой при делении. Значительная часть этой энергии выделяется в виде кинетической энергии осколков, равной энергии их электростатического отталкивания в момент деления. Осколки деления образуются в возбужденных состояниях. В дальнейшем энергия возбуждения осколков уменьшается в результате испускания ими нейтронов деления. Энергетический спектр нейтронов деления можно считать максвелловским со среднеквадратичной энергией ~ 2 МэВ. Когда энергия возбуждения становится меньше энергии, необходимой для отделения нейтрона от ядра, эмиссия нейтронов прекращается, начинается испускание γ -квантов. В среднем на один акт деления испускается 8–10 γ -квантов.

Масса, заряд и энергия возбуждения осколков, образующихся в отдельных актах деления, различны. Число нейтронов ν , испущенных в одном акте деления, также является случайной величиной и изменяется в пределах от 0 до 7. При бомбардировке ^{235}U медленными нейтронами среднее число испускаемых нейтронов $\nu \simeq 2,5$. Для более тяжелых элементов ν увеличивается. Именно превышение ν над 1 позволяет осуществить ядерную цепную реакцию. Осколки реакции деления перегружены нейтронами и радиоактивны. Соотношение между числами протонов Z и нейтронов N в осколках зависит от энергии возбуждения делящегося ядра. При достаточно высоком возбуждении оно в осколках остается тем же, что у делящегося ядра. При малой энергии возбуждения нейтроны и протоны распределяются между осколками так, что в дальнейшем происходит примерно одинаковое число β -распадов, прежде чем они превратятся в стабильные ядра. В отдельных случаях (приблизительно 0,7% по отношению к общему числу делений) образующееся при β -распаде возбужденное ядро также испускает нейтрон. Эмиссия этого нейтрона из возбужденного ядра — процесс быстрый ($\sim 10^{-16}$ с), однако он запаздывает по отношению к моменту деления ядра на время, которое может достигать десятков секунд. Эти, так называемые «запаздывающие», нейтроны, играют большую роль в кинетике ядерных реакторов.

Благодаря множественному процессу рождения вторичных нейтронов процесс деления ядер, вызванный нейтронами, становится источником новых нейтронов, которые способны вызывать последующие реакции деления. В общем случае ядерными цепными реакциями называют такие ядерные реак-

ции, в которых частицы, вызывающие их, образуются и как продукты этих реакций. К настоящему времени единственная известная ядерная цепная реакция — это реакция деления урана и некоторых трансурановых элементов (например, ^{239}Pu) под действием нейтронов. Впервые она была осуществлена Э. Ферми в 1942 г.

Интересно отметить, что цепную реакцию можно осуществить не только на медленных, но и на быстрых нейтронах, т. е. используя свойство некоторых изотопов тяжелых элементов делиться на быстрых нейтронах. Для четно-нечетных ядер (ядер с нечетным числом нейтронов), у которых отсутствует порог деления, выгоднее осуществлять цепную реакцию в присутствии замедлителя. При этом можно достичь очень малых критических масс, если добавлять в среду оптимальное количество замедлителя (разное для разных изотопов). Напротив, для ядер с четным числом нейтронов, которые обладают порогом деления, цепная реакция возможна только на быстрых нейтронах без всякого замедлителя в чистых металлических системах, причем критические массы достаточно большие. Сказанное иллюстрирует табл. 1, в которой приведены минимальные критические массы для разных изотопов тяжелых металлов, рассчитанные в сферической геометрии с оптимальным количеством замедлителя для беспороговых нуклидов и для чистых пороговых изотопов (металлы) при наличии бесконечного водяного отражателя [16].

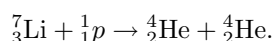
Таблица 1. Минимальные критические массы для разных изотопов тяжелых металлов, рассчитанные в сферической геометрии с оптимальным количеством замедлителя

| Нечетное число нейтронов | | | | | | | | | |
|-----------------------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|-------------------|
| Нуклид | ^{233}U | ^{235}U | ^{239}Pu | ^{241}Pu | ^{242}Am | ^{243}Cm | ^{245}Cm | ^{247}Cm | ^{249}Cf |
| $M_{\text{cr}}^{\text{min}}$, кг | 0,57 | 0,79 | 0,51 | 0,232 | 0,017 | 0,108 | 0,036 | 1,170 | 0,047 |
| Четное число нейтронов | | | | | | | | | |
| Нуклид | ^{231}Pa | ^{237}Np | ^{238}Pu | ^{240}Pu | ^{241}Am | ^{243}Am | ^{244}Cm | | |
| $M_{\text{cr}}^{\text{min}}$, кг | 550 | 43 | 4,5 | 96 | 71 | 500 | 14 | | |

Любопытно, что в списке изотопов с четным числом нейтронов отсутствует ^{238}U . Это связано с тем, что уран-238 имеет очень высокое сечение неупругого рассеяния нейтронов, так что испутившийся в процессе спонтанного деления нейтрон очень быстро теряет свою энергию до уровня ниже порога деления. Все указанные нуклиды нестабильны и отсутствуют в природе, их можно получить только после радиохимической переработки отработанного ядерного топлива, либо с помощью ускорителей.

2. ЯДЕРНАЯ ФИЗИКА И ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА В УКРАИНЕ

2.1. Немного истории. Развитие ядерной физики в Украине шло в тесной связи с Россией. В то же время здесь были свои особенности и яркие достижения, достойные упоминания, связанные прежде всего со школой физиков в Харькове [17] и именами А. К. Вальтера, Г. Д. Латышева, О. И. Лейпунского и А. И. Синельникова. 10 октября 1932 г. им первыми в СССР и вторыми в мире — после Кокрофта и Уолтона, опередивших наших соотечественников всего на несколько месяцев, — удалось расщепить ядро лития с помощью ускоренных протонов:



В сообщении об этом событии в «Правде» 22 октября 1932 г. была опубликована статья под названием «Разрушено ядро атома лития». После такого успеха исследования в области ядерной физики в Харькове получили значительную поддержку правительства, было получено дополнительное финансирование этих работ, заложен проект нового здания для их выполнения, запущен новый ускоритель Ван-де-Граафа с шаровым кондуктором диаметром 10 м, самый крупный в то время в мире. Для его установки был сооружен специальный зал размером $25 \times 25 \times 25$ м. Большой вклад в развитие и в проектирование ускорителя Ван-де-Граафа внес выдающийся русский физик, одессит Г. Гамов, неоднократно посещавший Харьков.

Через четыре месяца после начала Великой Отечественной войны Харьков был захвачен германскими войсками. Харьковский физико-технический институт был эвакуирован в Алма-Ату в октябре 1941 г. Тут уместно рассказать об одном драматическом эпизоде советско-германских научных связей.

Перед войной, в рамках интенсивного научно-технического сотрудничества между СССР и Германией, в ХФТИ несколько лет успешно работал — в том числе и над проблемой искусственной радиоактивности и связанным с ней «урановым проектом» — талантливый немецкий физик Ф. Хоутерманс. В сложное предвоенное время он успел даже посидеть в советском заключении, однако вскоре был выпущен на свободу и отправлен домой, в Германию. После оккупации Харькова немцы возобновили научную работу на месте эвакуированного института с участием небольшого числа оставшихся советских ученых. Руководителем этого учреждения под германским протекторатом стал Ф. Хоутерманс. После войны Хоутерманс вернулся в Германию.

Широкую известность приобрела также харьковская школа теоретической физики, основанная перед войной переехавшими позже в Москву И. Д. Иваненко и Л. Д. Ландау. После их отъезда бессменным руководителем харьковских физиков-теоретиков стали ученики Л. Д. Ландау — А. И. Ахиезер и Е. М. Лифшиц [18]. Харьковская школа дала миру целую плеяду известных физиков, среди которых В. Г. Барьяхтар, С. В. Пелетминский, М. П. Рекало, А. Г. Ситенко, К. М. Степанов, Н. Ф. Шульга и др. Часть из них переехала в

Киев, другие продолжают славные традиции своих учителей в Харькове, в том числе — в области прикладной ядерной физики и освоении новых конструкций безопасных реакторов [19]. В Харькове подолгу гостили и работали такие выдающиеся ученые, как П. А. М. Дирак, В. Вайскопф и др. Харьков в первой половине 1930-х гг. был самым значительным научным центром в СССР. И. Д. Иваненко (родом из Полтавы) также начинал свою карьеру в Харькове. После отсидки (за «правозащитные акции», как сказали бы сегодня) он перебрался в Москву.

После войны значительно выросла роль Киева как научного и организационного центра в области теоретической и экспериментальной ядерной физики, в значительной степени благодаря Н. Н. Боголюбову, в разные годы работавшему в Киеве и постоянно поддерживавшему научное сотрудничество со своими учениками. Велика роль в этом также созданного в 1966 г. Института теоретической физики (ИТФ) АН Украины, основателем и первым директором которого был Н. Н. Боголюбов. После Н. Н. Боголюбова институтом руководили А. С. Давыдов и А. Г. Ситенко. В настоящее время директором ИТФ НАН Украины является А. Г. Загородний. Экспериментальные исследования в области ядерной физики ведутся в основном в созданном в 1970 г. Институте ядерных исследований (ИЯИ) НАН Украины, возглавляемом И. Н. Вишневым. В ИЯИ при значительной научно-технической помощи ОИЯИ в 1970 г. был запущен ускоритель У-240, главным инженером которого стал приглашенный из ОИЯИ А. Ф. Линева, а также реактор ВВР-М. В ИЯИ работал также известный теоретик В. М. Струтинский, бывший сотрудник ИАЭ им. И. В. Курчатова.

Любопытный эпизод из истории ядерной физики в Украине связан с именем О. Г. Лаврентьева — сотрудника Харьковского физтеха (для простоты вместо длинного названия Научный центр «Харьковский физико-технический институт НАН Украины» мы пользуемся знакомым всем сокращенным и традиционным его названием). Во время войны Лаврентьев, окончивший физический факультет Харьковского университета, служил в армии на Сахалине. Он предложил конструкцию термоядерной взрывной установки — прообраз водородной бомбы, чертежи и описание которой послал в Москву в правительство. Его предложение попало на рецензию к А. Д. Сахарову, а затем получило поддержку в высших кругах, а автор — возможность работать в Москве в привилегированных условиях. Эта поддержка сыграла в его судьбе двойственную роль: впоследствии некоторые коллеги ставили ему в вину то, к чему он не был причастен, — мнимую близость к органам безопасности, хотя любому человеку, работавшему тогда по ядерной программе, эти органы в то время так или иначе уделяли внимание. В этих условиях Лаврентьев вернулся в родной Харьков, где сравнительно недавно защитил докторскую диссертацию по совокупности работ, был «реабилитирован» средствами массовой информации (см., например, [20]).

Украина, к сожалению, стала обладательницей также «отрицательного рекорда» — крупнейшей в истории аварии ядерной установки (Чернобыль). О ней было написано так много (правды и неправды), что мы не будем здесь на ней останавливаться (см. разд. 3). Теоретические оценки происходящих в хранилище-саркофаге процессов можно найти, например, в работах [21–24], а последние материалы о последствиях аварии — в трудах международной конференции [25]. Отметим здесь лишь несколько одностороннее (тенденциозно отрицательное) освещение случившегося. Редко кто отметил быстроту и эффективность эвакуации в сложнейшей ситуации местного населения, что сохранило здоровье многим людям. Остались закрытыми и засекреченными многие материалы, связанные с аварией, имевшей также политические последствия. Невьясненным осталось стечение обстоятельств, которые тогда удобно было списать на пресловутый «человеческий фактор» и ненадежность советской техники.

В настоящее время управление ядерной отраслью в Украине осуществляется несколькими организациями: Национальной атомной энергогенерирующей компанией — эксплуатирующей организацией, в управлении которой находятся все АЭС Украины, Госкомитетом ядерного регулирования — организацией, осуществляющей государственный надзор за всеми предприятиями ядерной отрасли, а также соответствующими подразделениями в Кабинете министров и Верховной Раде Украины. Положительную роль в развитии ядерной физики и технологий играет также созданное недавно (в 2004 г.) новое отделение Национальной академии наук — Отделение ядерной физики и энергетики, возглавляемое генеральным директором Харьковского физтеха академиком НАН Украины И. М. Неклюдовым.

2.2. Перспективы ядерной энергетики. В этом разделе мы изложим современное состояние и будущее ядерной энергетики, в значительной степени следуя работе [26]. О добыче урана в настоящее время официальные данные предоставило 21 государство [27, 28]. Такие данные отсутствуют, однако, по Китаю, Индии и Пакистану. В 1999 г. более 90 % мирового производства приходилось на 10 государств: Австралию, Канаду, Казахстан, Намибию, Нигер, Россию, США, Украину, Южную Африку и Узбекистан, каждое из которых производило свыше 1000 т урана (рис. 3).

Во главе этого списка стоит Канада, за которой следуют Австралия и Казахстан (рис. 4).

При нынешних темпах добычи урана его хватит еще лет на 100, хотя эти предсказания неоднозначны [30]. Следует учитывать, в частности, роль альтернативных источников, в последние годы удовлетворявших около 40 % потребности в мире, причем доля нерудниковых источников имеет тенденцию роста. Так, например, с 1992 по 1999 г. из СНГ, в основном из России, в страны Евросоюза было поставлено 96 700 т урана. Другой важный источник поставок урана с 1995 г. основан на подписанном в 1993 г. между

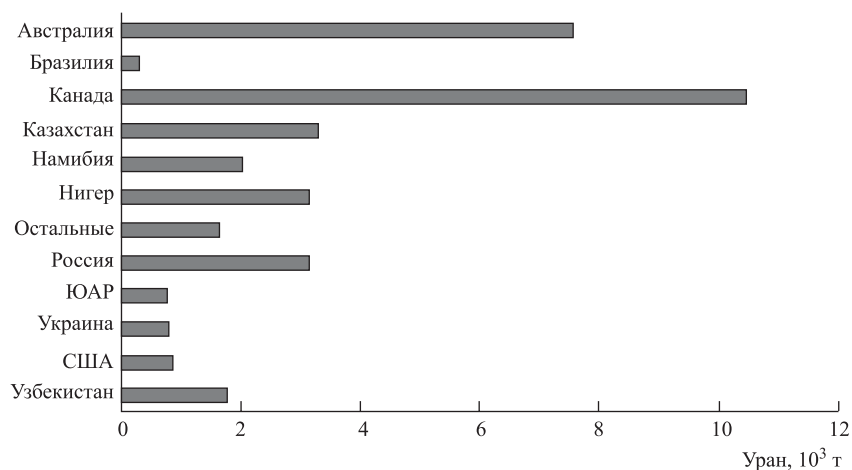


Рис. 3. Мировое производство урана в 2003 г.

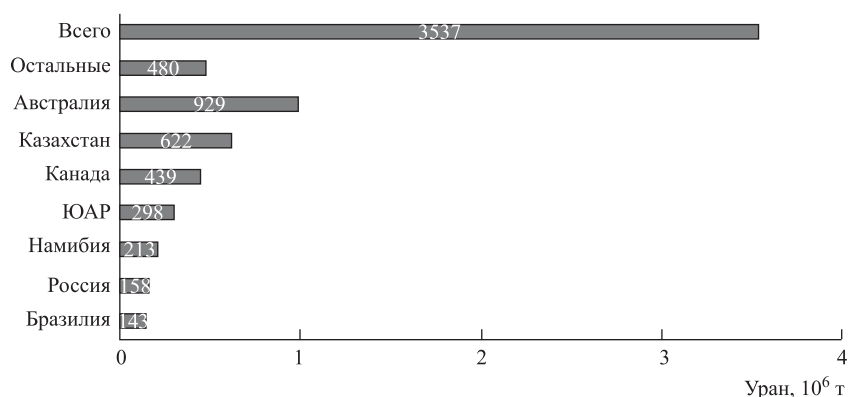


Рис. 4. Подтвержденные запасы урана на конец 2002 г. (источник: NEA & IAEA; WNA [29])

правительствами Российской Федерации и США договоре, открывшем пути для поставок 500 т высокообогащенного урана из демонтированных ядерных боеголовок, эквивалентных 150 000 т природного урана. Другие поставки, которые могут заменить руду, связаны с дополнительным обогащением «хвостов» от предыдущего обогащения, использованием горючего на смешанных оксидах урана и плутония (mixed oxide — MOX), а также повторной переработкой урана. Эти «побочные» поставки в ближайшие 10 лет, по-видимому, сохранятся. На рис. 5 приведены прогнозы [31] роли различных поставок на ближайшие годы, а на рис. 6 — историческая ретроспектива [31] изменения

относительного потребления в военных и мирных целях. Перевес в пользу последних произошел примерно в начале 1980-х гг.

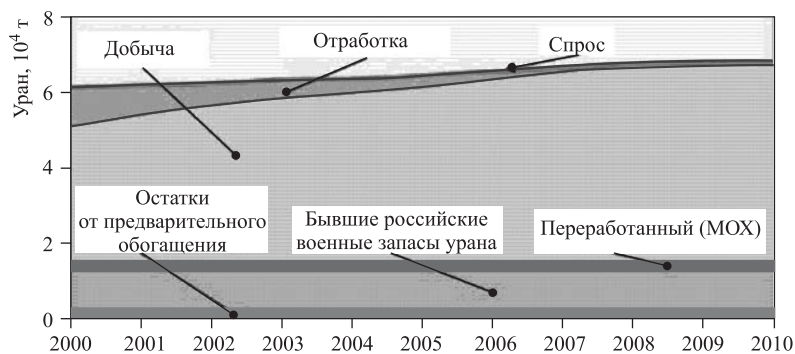


Рис. 5. Мировое потребление и прогноз потребностей

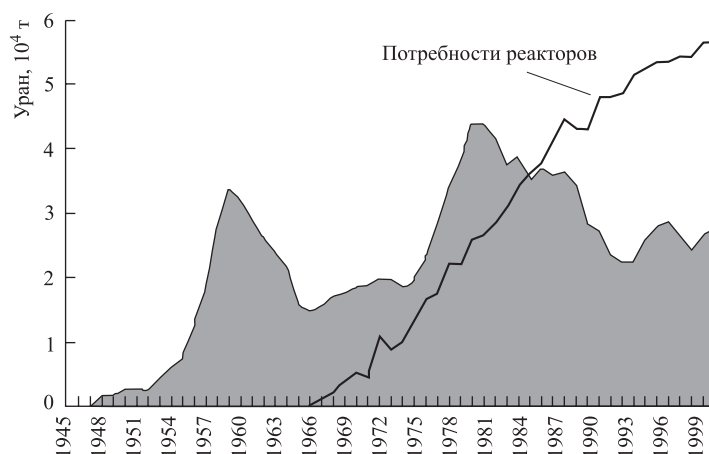


Рис. 6. Производство урана на Западе в военных и мирных целях в 1945–2001 гг.

Драматизм сказанного иллюстрирует выразительная картинка всплеска потребления органического топлива, показанная на рис. 7.

В 1998 г. Украина занимала 10-е место в мире по выбросу двуокси углерода, уступая лишь США, России, Японии, Германии, Канаде, Великобритании, Франции, Италии и Австралии. Суммарная доля Украины с Россией составляет 20% (что, кстати, означает также, что без согласия наших стран Киотский протокол не был бы подписан).

Несмотря на многие преимущества ядерной энергетики, ее дальнейшее развитие будет зависеть от решения ряда проблем — экономических, эколог-

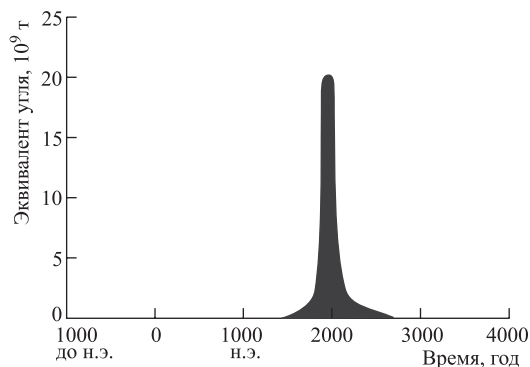


Рис. 7. Потребление ископаемого топлива

гических, безопасности, нераспространения, а также связанных с общественным мнением. Ядерная энергетика станет перспективной лишь в том случае, если она будет дешевле других технологий.

2.3. Стратегия развития ядерной энергетики в Украине. Характеристики современного состояния и развития атомных электростанций. На четырех действующих в Украине АЭС эксплуатируются 15 энергоблоков общей установленной мощностью 13 835 МВт. По настоящее время энергоблоки отработали, в среднем, около половины предусмотренного изначально проектами срока эксплуатации.

На рис. 8 показаны установленные мощности генерации, которые используются в промышленной эксплуатации. Удельный вес отпуска электроэнергии на оптовый рынок электроэнергии по видам генерации показан на рис. 9.

В 2005 г. АЭС выработали 88 782 млн кВт · ч, или 49,9 % от общего производства электроэнергии в стране. Относительный вклад различных типов электростанций показан на рис. 10.

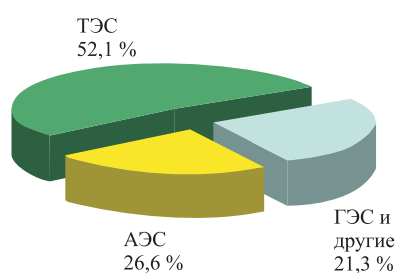


Рис. 8. Установленные мощности генерации, которые находятся в эксплуатации

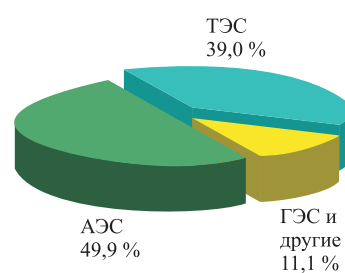


Рис. 9. Удельный вес отпуска электроэнергии на оптовый рынок Украины по видам генерации

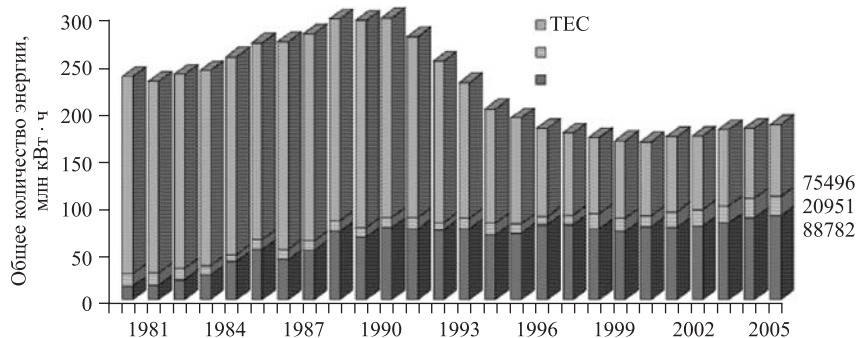


Рис. 10. Относительный вклад различных типов электростанций в энергетику Украины

На рис. 11 показан коэффициент использования установленной мощности (КИУМ) на АЭС Украины в период с 2000 по 2005 г. К 2005 г. КИУМ достиг 79,5%, однако в 2005 г. он снизился до 75% вследствие ограничений по линии выдачи мощности. Отметим, что на энергоблоках, которые находились в промышленной эксплуатации, КИУМ в 2004 г. составил 81,4%.

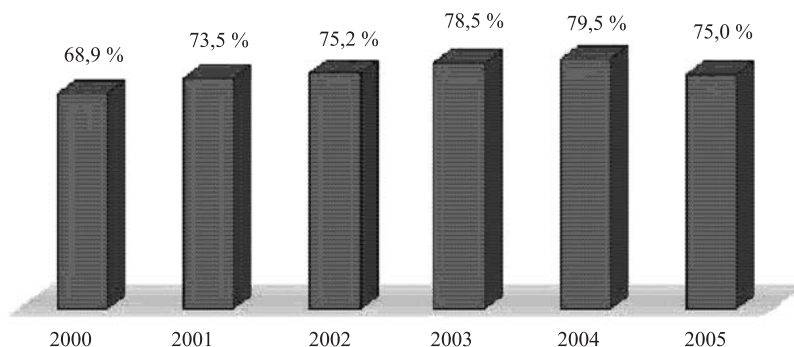


Рис. 11. Коэффициент использования установленной мощности на АЭС Украины

На протяжении 2006–2030 гг. стратегической программой правительства Украины предусматривается производство на АЭС около половины суммарной годовой выработки электроэнергии в Украине.

На рис. 12 показан планируемый рост производства электроэнергии в Украине, в том числе на АЭС (нижняя кривая). Для производства в 2030 г.

на АЭС 219 млрд кВт·ч электроэнергии необходимо иметь 29,5 ГВт установленной мощности при КИУМ на уровне 85 %. Решение о производстве на АЭС около половины вырабатываемой в Украине электроэнергии основывается на следующих факторах: наличие собственных сырьевых ресурсов урана; стабильная работа АЭС; потенциальная возможность для создания энергетических мощностей на АЭС; существующие технические, финансовые и экологические проблемы тепловой энергетики.



Рис. 12. Планируемый рост производства электроэнергии в Украине. Верхняя кривая — суммарное производство, нижняя — производство на АЭС

Для реализации этого плана необходимо продолжить срок эксплуатации ныне действующих энергоблоков на 15 лет и ввести до 2030 г. в эксплуатацию 20–21 ГВт новых мощностей. До 2030 г. в эксплуатации будут находиться 9 действующих энергоблоков АЭС, из них 7 энергоблоков с продолженным сроком эксплуатации: № 3, 4, 5 и 6 на Запорожской (ЗАЭС), № 3 на Ровенской (РАЭС), № 1 на Хмельницкой (ХАЭС) и № 3 на Южно-Украинской (ЮАЭС) атомных электростанциях, а также два энергоблока, введенных в эксплуатацию в 2004 г. (№ 2 на ХАЭС и № 4 на РАЭС). Мощность новых энергоблоков должна быть от 1000 до 1500 МВт, а решение о создании таких мощностей и типе новых энергоблоков должно быть принято в 2007–2008 гг.

2.4. Безопасность эксплуатации АЭС в Украине и обращение с радиоактивными отходами. Квота дозы облучения от эксплуатации радиационно-ядерных объектов (АЭС) составляет 80 мкЗв/год (8 % от определенного нормативно-правовыми документами лимита облучения населения). Реальные величины выбросов и сбросов радиоактивных веществ от АЭС составляют

менее 10 % от квоты. Любопытно, что коллективная доза, которую получает население Украины от производства электроэнергии на ТЭС, значительно больше, чем от производства электроэнергии на АЭС. Достигнутый на АЭС Украины уровень безопасности соответствует уровню безопасности АЭС того же поколения в других странах.

В Украине пока не реализована и даже не разработана национальная стратегия обращения с радиоактивными отходами (РАО). Анализ возможности промежуточного хранения РАО во временных хранилищах на площадках каждой АЭС и возможностей существующих и создаваемых систем обращения с РАО показывают, что не позже 2020 г. должна быть начата отправка эксплуатационных РАО на захоронение. Для ЗАЭС необходимо принять дополнительные решения о промежуточном хранении переведенных в твердое состояние РАО.

Для отработанного ядерного топлива (ОЯТ) АЭС Украины предусматривается реализация так называемого «отложенного» решения — длительное (50 лет и более) хранение ОЯТ с последующим определением и принятием окончательного решения о его переработке или захоронении. В этой связи необходимо:

- обеспечить безопасную эксплуатацию пристанционного хранилища ОЯТ «сухого» типа (СХОЯТ) на Запорожской АЭС;
- создать централизованное хранилище «сухого» типа (ЦСХОЯТ) для ОЯТ действующих АЭС и новых ядерных энергоблоков, с введением его в эксплуатацию в 2009–2010 гг.;
- разработать стратегию и технологию безопасного обращения с ОЯТ после завершения периода его длительного хранения.

Любопытно отметить, что развиваемые в последнее время инновационные типы ядерных реакторов в принципе могут использовать ОЯТ тепловых реакторов в качестве топлива, причем, возможно, без дополнительной переработки. Так что стратегия отложенного решения в данном случае может быть оправданной (см. также по данной тематике новый обзор [32]).

2.5. Развитие атомной промышленности в Украине. Ядерное топливо для АЭС Украины поставляют предприятия России. В то же время в августе 2005 г. на энергоблоке №3 Южно-Украинской АЭС начата опытная эксплуатация 6 тепловыделяющих сборок (ТВС) американского производства (компания Westinghouse). Для привлечения на рынок Украины других поставщиков ядерного топлива необходимо еще 5–7 лет для создания ТВС, которые будут лицензированы для эксплуатации в ядерных реакторах АЭС Украины. С целью уменьшения зависимости от импорта энергоносителей постановлениями Кабинета министров Украины в 1995 и 2001 гг. принято решение и утверждена программа по организации в Украине собственного производства ядерного топлива для атомных электростанций.

Программой ЯТЦ в 1995–2004 гг. предусматривалось повышение объемов производства уранового топливного концентрата до 100 % потребности урана в Украине и развитие производства металлического циркония и комплектующих изделий ТВС в объеме потребности АЭС Украины. Фактическое финансирование программы ЯТЦ составило только 20 % от запланированного объема, поэтому решить обозначенную программой задачу не удалось.

В мировой практике существуют три основных пути обеспечения ядерным топливом: закупка ядерного топлива на мировом рынке; производство ядерного топлива собственными силами; производство ядерного топлива в рамках международного сотрудничества.

Стратегия создания в Украине производства ядерного топлива ориентирована на развитие уранового производства для обеспечения потребностей АЭС Украины в концентрате природного урана, развитие производства циркония, циркониевых сплавов и комплектующих изделий для ТВС, строительство завода для изготовления ТВС.

В настоящее время потребность атомной энергетики Украины в ядерном топливе удовлетворяется только на 30 %. Важнейшей задачей урановой промышленности Украины является увеличение производства концентрата природного урана до полного обеспечения потребности своих АЭС, ведь на территории Украины, вблизи Кривого Рога, находится одна из самых больших в мире урановорудных провинций. При относительно низком содержании урана в рудах месторождения Украины имеют ряд особенностей, которые обеспечивают конкурентоспособность произведенного уранового концентрата:

- 1) большие размеры урановых пластов, что позволяет применять высокопродуктивные системы добычи;
- 2) высокая прочность вмещающих пород, что позволяет проходить горные проходки без крепления и проходить очистные блоки больших объемов;
- 3) небольшие водные поступления в горных выработках;
- 4) относительно простые мероприятия радиационной защиты благодаря небольшому содержанию урана в рудах.

Запасы природного урана в Украине позволяют обеспечить потребность действующих АЭС более чем на 100 лет. В случае использования реакторных установок на быстрых нейтронах запас увеличится в 60–70 раз. Отметим, что введение в эксплуатацию самого большого в Европе Новоконстантиновского рудника позволит производить 46 ТВт · ч электроэнергии ежегодно. Для производства такого же количества электроэнергии на тепловых электростанциях необходимо ввести в действие 28–30 угольных шахт с объемом добычи приблизительно 1 млн т угля ежегодно на каждой.

На рис. 13 показана схема размещения объектов ядерного топливного цикла Украины.



Рис. 13. Схема размещения объектов ядерного топливного цикла Украины

Недостаточное финансирование в 1995–2005 гг., однако, привело к кризисному состоянию урановой отрасли.

3. ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЭКОЛОГИЯ. ПРОБЛЕМЫ ЧЕРНОБЫЛЯ

3.1. Энергетика и окружающая среда. Безопасность ядерной энергетики оценивают прежде всего по ее влиянию на окружающую среду. В связи с этим интересно сравнить степень загрязнения окружающей среды от различных энергогенерирующих технологий, среди которых в настоящее время известны: 1) ядерная энергетика; 2) тепловая энергетика; 3) гидроэнергетика; 4) солнечная энергетика; 5) ветровая энергетика; 6) геотермальная, приливная и др. (которые не дают практического вклада в энергетический баланс); 7) в перспективе — энергия ядерного синтеза.

1. Ядерная энергетика. Основные проблемы — ядерная безопасность и радиоактивные отходы. Пути решения этих проблем описаны в предыдущем разделе. Влияние на окружающую среду от нормально работающей ядерной электростанции является минимальным, и превышение дозы облучения населения над естественным радиационным фоном за счет работы АЭС составляет десятые или сотые доли процента. Однако влияние уранодобывающей

и радиохимической промышленности не настолько безобидно. Так, в Украине, где уран добывается в Кировоградской области, в районах расположения шахт наблюдается превышение допустимых концентраций радона и торона в жилых помещениях на несколько порядков (20000–50000 Бк/м³) [33]. В результате Кировоградская область относится к районам с высоким уровнем онкологических заболеваний (в 2005 г. — 351,3 на 100 тыс. населения).

2. Тепловая энергетика, т. е. сжигание органического топлива, дает выбросы в атмосферу огромного количества двуокси углерода, что гипотетически может привести к изменению климата. Среди других выбросов — окислы серы, окислы азота, радиоактивные вещества, причем тепловые станции, которые работают на угле и мазуте, выбрасывают в атмосферу на порядки больше радиоактивных изотопов, чем нормально работающая атомная электростанция. Выбросы окислов серы и азота приводят к образованию в атмосфере кислот. Известен эффект кислотных дождей, который привел к уничтожению жизни в озерах северной Швеции вследствие сжигания угля в Германии. Сейчас эти озера возрождены частично за счет перехода к атомной энергетике, частично за счет совершенствования технологического цикла сжигания угля и установки эффективных фильтров. Наименьшее количество выбросов — от газовых станций, однако в связи с его постоянным удорожанием делать ставку на газ в перспективе, вероятно, нецелесообразно. Цикл добычи угля и утилизация шлаков также небезобидны. По статистике в Украине 1 млн т добытого угля «стоит» четырех человеческих жизней, а дымящиеся терриконы отравляют жизнь всего Донбасса. В свою очередь, неизвестно, куда девать горы шлаков — отходов угольных электростанций. Так что считать угольную энергетику (а запасы угля, действительно, огромны) альтернативой ядерной энергетике не имеет смысла. Стоит, однако, отметить возможный симбиоз: атомная энергетика–водород + уголь–углеводороды, который может иметь смысл при бесшахтном последнем этапе.

3. Гидроэнергетика — наработка электроэнергии не сопровождается вредными выбросами, но вред от затопления огромных территорий около больших рек не компенсируется выигрышем от производства электроэнергии. Однако при составлении баланса польза–вред нужно учитывать снабжение водой в засушливых районах. Известный пример — Каховская электростанция на Днестре снабжает водой Крым и Донбасс. На малых, особенно горных, реках строительство небольших электростанций просто необходимо для регулирования паводков.

4. Солнечная энергетика, на первый взгляд, безопасна, но производство солнечных батарей — это прежде всего химическое производство, дающее соответствующие выбросы в окружающую среду. При условии минимизации этих выбросов такое производство, без сомнения, нужно развивать, особенно если учесть, что в Украине разработаны пленочные полупроводники, в шесть-семь раз более дешевые, чем кристаллические. В идеале, каждый дом должен

быть снабжен крышей с солнечными батареями, что позволит существенно сэкономить на «большой» энергетике. Электроэнергия пока что дорогая, но может стать дешевле при массовом производстве. «Большую» энергетiku заменить не сможет, поскольку требует огромных площадей для размещения солнечных батарей (Солнце дает около 1 кВт/м^2 , что нужно еще умножить на к. п. д. солнечной батареи).

5. Ветроэнергетика, без сомнения, требует развития как вспомогательная, особенно в горных и степных районах с устойчивыми ветрами, но при условии более совершенной технологии производства ветровых агрегатов. Влияние на окружающую среду состоит в высоких уровнях низкочастотных вибраций. Существуют ветроэлектростанции, где вокруг ветровых агрегатов ничего не растет, а в земле даже черви не водятся.

6. Геотермальная и приливная энергетика — поскольку данное направление практически не вышло за рамки экспериментов, то обсуждать фактически нечего.

7. По поводу термоядерной энергии можно вспомнить известную шутку: это энергия будущего и скорее всего таковой она останется и в будущем. 50 лет интенсивных исследований с огромными финансовыми затратами привели к решению построить демонстрационный реактор с нулевым энергетическим выходом. К практической энергетике это не имеет отношения, поэтому оценивать влияние на окружающую среду также не имеет смысла.

Из этого краткого обзора можно сделать вывод о том, что на сегодня наибольший вред окружающей среде наносит, без сомнения, тепловая энергетика. Что касается ядерной энергетики, то нормально работающие АЭС практически не влияют на окружающую среду (за исключением, конечно, сильного точечного нагрева атмосферы, присущего любым мощным энергообъектам). Однако начальные и конечные стадии ядерного топливного цикла являются источниками дополнительного поступления радионуклидов в окружающую среду, минимизация которых требует достаточно интенсивных интеллектуальных и экономических усилий.

Все это относится к ядерным объектам, работающим в штатном режиме. Однако даже одна серьезная авария на фоне опыта эксплуатации в 12 193 реакторо-лет (на конец 2005 г.) [69] способна кардинально изменить взгляд общественности на ядерную энергетiku, что и произошло после чернобыльской аварии.

3.2. Проблемы Чернобыля. Среди чернобыльских проблем можно выделить три основные группы вопросов, над которыми до настоящего времени работают большие коллективы исследователей. Первая связана с загрязнением окружающей среды радионуклидами, влиянием этого загрязнения на здоровье людей, на растительный и животный мир загрязненных областей, на особенности сельскохозяйственного производства на загрязненных территориях и т. д. Вторая группа вопросов связана непосредственно с разрушенным

4-м блоком ЧАЭС (объект «Укрытие» (ОУ), или «Саркофаг») — с его техническим состоянием, с вопросами ядерной и радиационной безопасности, с влиянием ОУ на окружающую среду в близкой и далекой перспективе. Третий круг вопросов связан с анализом причин аварии (как это ни покажется странным). Хотя существуют достаточно логичные версии аварии [34], тем не менее они не учитывают (или не объясняют) некоторых «мелких» деталей — свидетельств очевидцев, сейсмических данных, результатов исследований радиофизиков по прохождению радиоволн в атмосфере [35].

Мы очень кратко рассмотрим первый блок вопросов и более подробно остановимся на описании проблем ОУ (в связи с профессиональными интересами авторов). Причины аварии рассматриваться не будут, поскольку для подробного анализа требуется отдельная статья.

Загрязненные территории. Среди западных исследователей в настоящее время является распространенным мнение: поскольку с момента аварии прошло около 20 лет, то об этой аварии можно забыть и заниматься более актуальными проблемами. К сожалению, для Украины (и для Белоруссии) эти вопросы остаются актуальными не только с чисто научной точки зрения, но также с экономической, поскольку решение проблем ликвидации последствий аварии и реабилитации загрязненных территорий отнимает (и будет отнимать еще достаточно долго) значительную долю ВВП. При этом решение проблем ОУ и превращение его в экологически безопасный объект составляет отдельную научную, техническую и экономическую задачу.

Аварийными выбросами чернобыльской аварии в Украине было загрязнено радионуклидами 53 454 км² с 2293 населенными пунктами, в которых проживало 2,6 млн человек [36]. Оценка количества выброшенного топлива ($3 \pm 1,5$)%, предложенная в 1986 г. в докладе советской делегации в МАГАТЭ [37], вызвала большие сомнения. Эти сомнения, которые связывались в основном с большими количествами радиоактивных йода-131 и цезия-137, высказывались, как правило, непрофессионалами, которые не учитывали летучесть некоторых составляющих отработанного ядерного топлива.

В принципе, оценивать выброс можно тремя путями [38]: измеряя количество и состав активности, выбрасываемой в окружающую среду непосредственно во время аварии; измеряя плотность загрязнения радионуклидами территории, как непосредственно прилегающей к «Укрытию», так и в отдаленных районах; третий путь связан с определением количества топлива непосредственно в различных помещениях «Укрытия». Затем, зная общее количество топлива, загруженного в реактор, можно по разности оценить количество выброшенного топлива. Естественно, что наиболее точную оценку количества выброшенного топлива можно получить, комбинируя все три метода.

Измерение активности и состава выброса непосредственно в процессе активной стадии аварии было связано с большими методическими трудностями отбора проб аэрозолей над поврежденным реактором. Эти трудности привели

к большим погрешностям ($\pm 50\%$) в определении концентраций радиоактивных аэрозолей выброса. Поэтому первые оценки выброшенной активности были весьма приближенными. В табл. 2 содержатся результаты исследований, опубликованные в работе [37].

Таблица 2. Выброс радиоактивности из 4-го блока ЧАЭС (по докладу советской делегации в МАГАТЭ [37])

| Изотоп | Выброс, % | Изотоп | Выброс, % |
|-------------------|-----------|-------------------|-----------|
| ^{133}Xe | ~100 | ^{141}Ce | 2,3 |
| ^{85m}Kr | ~100 | ^{144}Ce | 2,8 |
| ^{85}Kr | ~100 | ^{89}Sr | 4,0 |
| ^{131}I | 20 | ^{90}Sr | 4,0 |
| ^{132}Te | 15 | ^{239}Np | 3,2 |
| ^{134}Cs | 10 | ^{238}Pu | 3,0 |
| ^{137}Cs | 13 | ^{239}Pu | 3,0 |
| ^{99}Mo | 2,3 | ^{240}Pu | 3,0 |
| ^{95}Zr | 3,2 | ^{241}Pu | 3,0 |
| ^{103}Ru | 2,9 | ^{242}Pu | 3,0 |
| ^{106}Ru | 2,9 | ^{242}Cm | 3,0 |
| ^{140}Ba | 5,6 | | |

Второй путь требует оценки загрязненности радионуклидами больших территорий в разных странах и является очень трудоемким. Однако поскольку удаленные территории загрязнялись в основном легко летучими радионуклидами (йод, теллур, цезий), а мелкодиспергированные топливные частицы, содержащие тяжелые трансурановые элементы, оседали в большинстве в пределах 30-километровой зоны вокруг «Укрытия», то достаточно точную оценку топливного выброса можно сделать, выполнив тщательные исследования загрязненности зоны отчуждения. В дополнение к этому, несомненно, следует оценить степень уменьшения загрязненности трансурановыми элементами с увеличением расстояния от источника выброса.

Такие оценки были выполнены еще в 1986 г. сотрудниками ИАЭ им. И. В. Курчатова, и они непрерывно уточнялись в течение всех 20 лет, прошедших после аварии [39–41]. Эти оценки еще раз подтверждают вывод работы [37]: более 95 % топлива из разрушенной активной зоны сосредоточено в «Укрытии». Основная масса выброшенного топлива (имеются в виду изотопы урана и трансурановых элементов) локализована в черновильской зоне отчуждения (условно 30-км зона) и частично в зоне безусловного (обязательного) отселения*. Продукты деления (к настоящему времени актуаль-

*Статус загрязненных территорий определен в соответствии с законами Украины «О правовом режиме территории, загрязненной вследствие Чернобыльской катастрофы» и «О статусе и социальной защите граждан, пострадавших вследствие Чернобыльской катастрофы».

ными с точки зрения внутреннего и внешнего облучения населения остаются цезий-137 и стронций-90) сосредоточены на значительных территориях в основном в зоне Украинского Полесья (Житомирская, Ровенская, Киевская и Черниговская области).

Особенностью чернобыльской аварии является так называемая «цезиевая» фаза поставарийного облучения. Хотя ^{90}Sr является более подвижным по сравнению с изотопами цезия, большая часть стронция-90 была выброшена в составе матрицы топливных частиц [42], так что основная доза радиоактивного облучения, полученная населением за прошедшие 20 лет, была обусловлена ^{137}Cs , вклад ^{90}Sr только несколько процентов [43]. В последние годы вклад стронция-90 в годовую дозу облучения увеличился до 14–54 %, что связано с переходом стронция из топливных частиц в растворимые соединения.

Еще одной особенностью чернобыльской аварии является получение сравнительно низких доз облучения большим количеством людей. С одной стороны, этот факт привлекает внимание к так называемой «проблеме малых доз» (линейность или пороговость, статистические особенности радиологических эффектов), а с другой — позволяет получить статистически достоверные данные о биологическом влиянии малых доз. Поскольку авторы не являются специалистами в области радиобиологии и радиэкологии, то за подробностями читателя можно отослать к обширной специальной литературе, среди которой можно выделить монографии [44, 45].

Объект «Укрытие». *Общее описание.* Одной из основных проблем разрушенного 4-го блока Чернобыльской АЭС (ОУ), которая в значительной степени определяет ядерную и радиационную безопасность объекта, является проблема ядерного топлива внутри объекта «Укрытие». Для оценки ядерной и радиационной безопасности различных помещений ОУ необходимо знать количество ядерного топлива в каждом помещении, степень его первичного обогащения и выгорания на момент аварии, физические свойства топливосодержащих материалов (ТСМ) и возможность поступления воды в каждое помещение ОУ.

Хорошо известно (см., например, [46]), что на момент аварии в 4-м блоке ЧАЭС находилось примерно 214 600 кг ядерного топлива. Основное количество (190,2 т) этого топлива было загружено в активную зону реактора, часть отработанного топлива была помещена в бассейн выдержки отработанного топлива (14,8 т), в центральном зале на стенде находились подготовленные к загрузке в активную зону сборки свежего топлива (5,5 т), и, наконец, в помещении подготовки свежего топлива находилось 4,1 т свежего ядерного топлива.

В активной зоне реактора на момент аварии находилось 1659 топливных сборок, каждая сборка содержала 0,1147 т урана. Свежее топливо реактора

РБМК-1000 до аварии на ЧАЭС содержало 2 % урана-235*. На момент аварии большинство топливных сборок являлись сборками первой загрузки с выгоранием топлива от 11 до 15 МВт·сут/кг U. Однако в реактор было загружено также свежее топливо. Распределение топливных сборок по выгоранию в 8-групповом приближении приведено в табл. 3. Грубые оценки показывают, что выгорание ~ 10 МВт·сут/кг U приблизительно соответствует уменьшению концентрации урана-235 на 1 % и увеличению концентрации плутония-239 (на начальном этапе кампании) на 0,4 %. Таким образом, если оценивать по среднему выгоранию 10,5 МВт·сут/кг U, то на момент аварии в активной зоне находилось приблизительно 1900 кг урана-235 и 760 кг плутония-239.

Таблица 3. Распределение выгорания топливных сборок

| Группа | Количество ТВС | Среднее выгорание, МВт·сут/кг U |
|--------|----------------|---------------------------------|
| 1 | 721 | 13,7 |
| 2 | 392 | 12,3 |
| 3 | 154 | 10,5 |
| 4 | 101 | 8,8 |
| 5 | 35 | 7,0 |
| 6 | 43 | 5,4 |
| 7 | 41 | 3,5 |
| 8 | 172 | 1,2 |

Как уже отмечалось, еще первые оценки, проведенные в 1986 г. [36], показали, что в результате аварии за пределы 4-го блока было выброшено 3–5 % ядерного топлива, первоначально сосредоточенного в активной зоне реактора. Исследования, проведенные за последующие 20 лет, в целом подтвердили эти оценки. В настоящее время считается [46], что внутри объекта «Укрытие» осталось больше 96 % топлива активной зоны + топливо в бассейне выдержки + свежее топливо центрального зала. Из помещения подготовки свежего топлива 4,1 т свежего топлива было удалено в 1986 г. после аварии.

Для понимания физических свойств топливосодержащих материалов «Укрытия» имеет смысл напомнить основные этапы протекания аварии. В результате разгона реактора на мгновенных нейтронах произошло разрушение оболочек твэлов и раскаленное топливо вступило в контакт с тепло-

*После аварии на всех реакторах РБМК-1000 обогащение топлива было повышено до 2,5 % для того, чтобы избежать положительности парового коэффициента реактивности.

носителем (водой). Взрывное образование паров воды вызвало резкое повышение давления внутри реактора. Этот первый взрыв привел к тому, что крышка реактора (см. рис. 14, схема «Е», [46]) была выброшена в центральный зал на высоту около 14 м, а основание реактора (схема «ОР») опустилось приблизительно на 4 м в подаппаратное помещение 305/2, причем юго-восточный квадрант схемы ОР был полностью разрушен. Во время полета схемы «Е» произошел второй взрыв, который разрушил помещение барабан-сепаратора, стенка которого оказалась внутри шахты реактора, и само здание реактора. После взрыва крышка реактора опустилась в положение, показанное на рис. 14.

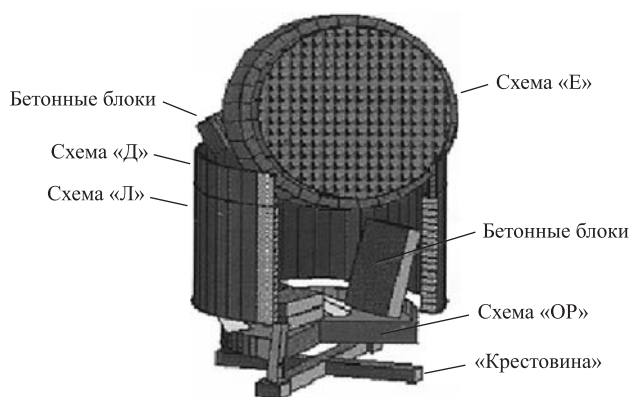


Рис. 14. Схематическое изображение разрушенного реактора

В результате взрывов часть топлива была выброшена за пределы здания реактора, а оставшееся в реакторе топливо начало нагреваться за счет тепловыделения продуктов деления и горения графита. Этот процесс продолжался приблизительно в течение 10 дней. За это время в центральный зал и шахту реактора было сброшено с вертолетов около 14 000 т различных материалов: свинец, доломит, мраморная крошка, песок, цеолитовый сорбент, боросодержащие поглотители нейтронов.

Часть этих материалов, которая попала в шахту реактора, расплавилась вместе с топливом, оболочками твэлов, стенками труб технологических каналов, материалом засыпки схемы «ОР» (серпентинит). Этот расплав проник в подреакторные помещения, откуда затем растекся по многочисленным помещениям нижних этажей здания реактора (рис. 15 [46]). В этих помещениях застывший расплав образовал так называемые лавообразные топливосодержащие массы (ЛТСМ).

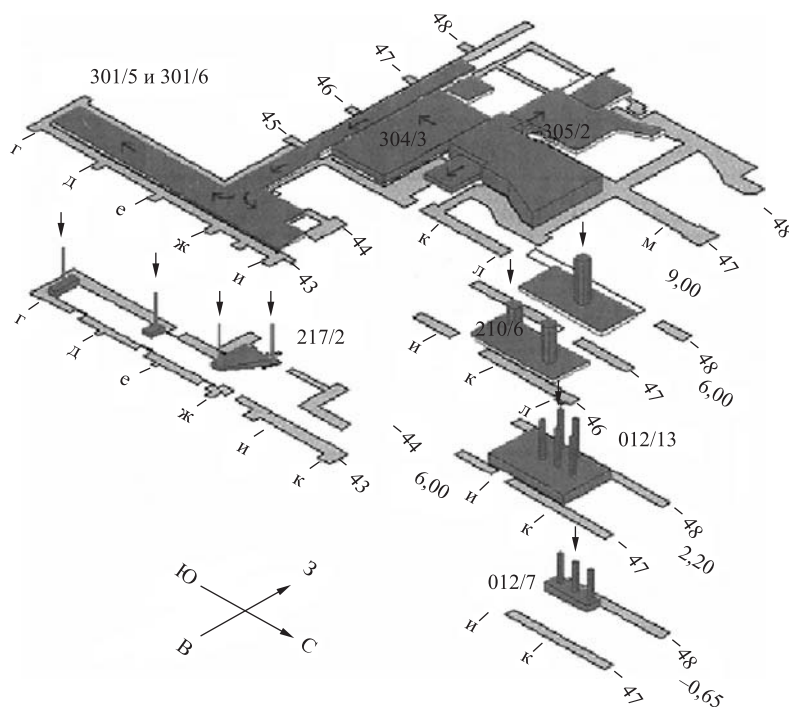


Рис. 15. Схема распределения ЛТСМ по помещениям «Укрытия»

Лавообразные ТСМ «Укрытия» представляют собой гетерогенную керамику коричневого или черного цвета с включениями различной природы. Более поздние исследования показали, что ЛТСМ обладают всеми свойствами стеклообразных материалов, так что керамикой мы их будем называть только по традиции. В помещении 304/3 расположена только черная керамика, а в помещении 305/2 находится как черная, так и коричневая керамика. Цвет черной керамики обусловлен в основном радиационными дефектами, и после отжига она приобретает характерный для силикатных стекол бутылочно-зеленый цвет. Цвет коричневой керамики обусловлен в основном окислами железа. Усредненный нуклидный состав керамик в помещениях 304/3 и 305/2, за исключением актиноидов, представлен в табл. 4. Особое внимание следует уделить содержанию бора в ТСМ. Как известно, бор является «выгорающим поглотителем», т. е. количество изотопа ^{10}B , который поглощает нейтроны, уменьшается со временем в среде с ненулевым потоком нейтронов. К тому же бор хорошо растворяется в воде и может вымываться из пористых ТСМ.

Мы не можем сделать точных оценок количества «выгоревшего» и тем более «вымывтого» бора, поскольку со времени проведения анализа образцов ЛТСМ прошло около 15 лет.

Таблица 4. Химический состав ТСМ в помещениях 304/3 и 305/2 и бетона в процентах масс

| Элемент | ТСМ, 304/3 | ТСМ, 305/2 | Бетон |
|---------|------------|------------|-------|
| B | 0,06 | 0,07 | — |
| O | 43,4 | 37,1 | 55,26 |
| Na | 4,20 | 3,34 | 0,55 |
| Mg | 2,40 | 3,34 | 0,79 |
| Al | 4,80 | 2,90 | 2,90 |
| Si | 29,8 | 24,7 | 26,44 |
| K | 1,25 | 1,05 | 0,61 |
| Ca | 5,50 | 3,90 | 8,64 |
| Fe | 1,40 | 0,70 | 3,64 |
| Zr | 3,20 | 4,00 | 3,20 |
| C | — | — | 0,40 |
| H | — | — | 0,77 |

В настоящее время ядерное топливо находится в «Укрытии» в нескольких модификациях. Прежде всего — это сохранившиеся топливные сборки (южный бассейн выдержки и центральный зал). В различных местах были обнаружены также обломки топливныхборок (фрагменты активной зоны). В некоторых местах подреакторных помещений были обнаружены нерасплавившиеся таблетки двуокиси урана. В ЛТСМ топливо находится в виде различных включений в силикатную матрицу с размерами от нескольких до 300 мкм различного химического состава [47]. Кроме того, уран также растворен в силикатной матрице ЛТСМ [48]. Концентрация растворенного и включенного в матрицу ЛТСМ урана изменяется от 4 до 10 % в различных помещениях «Укрытия», а массовая доля урана-235 в основном соответствует выгоранию [49, 50], хотя в некоторых образцах доля урана-235 была значительно выше [51, 52].

Практически в каждом помещении «Укрытия» наблюдается мелкодиспергированное топливо (топливная пыль) с размерами частиц от долей микрометров до сотен микрометров. Эта пыль может представлять основную радиационную опасность при гипотетическом обрушении строительных конструкций «Укрытия».

Наконец, в 1990 г. было обнаружено, что в воде, которая скапливается в некоторых местах нижних этажей «Укрытия», растворены некоторые соли урана, плутония и америция. Оценки показывают, что через негерметичную

крышу «Укрытия» и за счет конденсации влаги из воздуха внутрь «Укрытия» может поступать до 4000 м³ воды в год [51]. Протекая через топливосодержащие материалы, эта вода растворяет некоторые соли урана и переносит их на нижние помещения «Укрытия».

Ядерная опасность каждого помещения «Укрытия» определяется количеством топлива в этом помещении, геометрическим расположением этого топлива, возможностью попадания воды в это помещение и ее проникновения внутрь топливосодержащих материалов.

Распределение ядерного топлива по помещениям «Укрытия». Казалось бы, отмеченный выше третий путь определения количества ядерного топлива, выброшенного из «Укрытия», т. е. определение количества топлива, локализованного в различных помещениях «Укрытия», является наиболее точным и доступным. Однако существует достаточно большое количество причин, препятствующих детальному обследованию «Укрытия». К числу таких помех можно отнести следующие: высокие радиационные поля в помещениях «Укрытия», завалы различных материалов, сброшенных с вертолетов в центральном зале, наплывы застывшего «свежего» (1986 г.) бетона на скоплениях ТСМ и большая толщина слоя ЛТСМ в помещении 305/2, где находится основное скопление ЛТСМ.

Определение количества ядерного топлива внутри «Укрытия» и его распределение по помещениям очень важно также с точки зрения ядерной безопасности «Укрытия» и его радиационного влияния на персонал ЧАЭС и окружающую среду в случае возможных аварийных ситуаций. Начиная с 1987 г. и по настоящее время проводились измерения и пересматривались данные о распределении ядерного топлива по помещениям объекта «Укрытие».

В одной из последних работ авторы [53] использовали результаты анализа более сотни проб, взятых из помещения 305/2 в 1986–1997 гг., измерения мощности дозы гамма-излучения, результаты всех видео- и фотосъемок помещения 305/2 и шахты реактора. Далее, все помещение 305/2 было разбито на квадраты размером 2 × 2 м, и проводилась оценка количества топлива в объеме ТСМ, находящемся над каждым квадратом с учетом всех вышеперечисленных данных. Квадрат, для которого не хватало данных, считался пустым, что заведомо занижало результат. На основе такого детального анализа всего, что находится в этом помещении, была составлена компьютерная модель помещения 305/2 и шахты реактора (рис. 16).

Тщательный учет всех данных по помещению 305/2 и по шахте реактора позволил сделать следующий вывод: в этом помещении содержится не менее 60 т топлива.

Из помещения 305/2 через разрушенную взрывом (или прожженную?) бетонную стену ЛТСМ протекли в помещение 304/3 и в парораспределительные коридоры (см. рис. 15). Второй поток раскаленной лавы через паросбросные клапаны различных этажей проник вплоть до первого этажа

бассейна-барботера. В большинстве этих помещений оценки количества топлива не вызывают споров; они приведены в табл. 5, в которой суммированы данные всех измерений и оценок количества топлива в «Укрытии» [46].

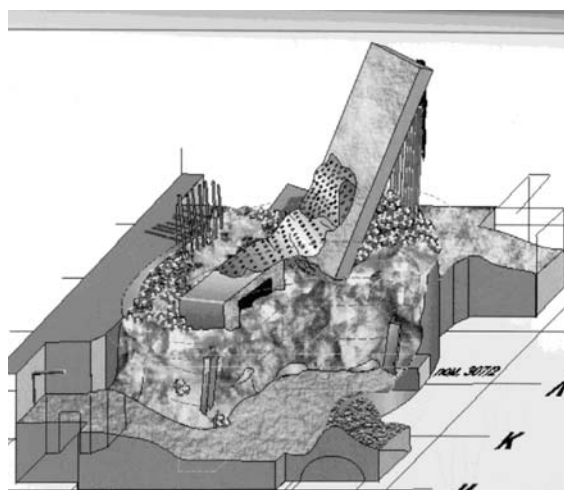


Рис. 16. Компьютерная модель помещения 305/2 и шахты реактора

Как видно из табл. 5, с точки зрения ядерной безопасности «подозрительными» являются прежде всего помещение 305/2 и центральный зал. В парораспределительных коридорах на отметках 9 и 6 м слой лавы является тонким (максимум 0,6 м в помещении 304/3), и, как показывают оценки, несмотря на достаточно большое количество топлива, вероятность возникновения самоподдерживающейся цепной реакции в этих помещениях незначительна.

В южном бассейне выдержки отработанного топлива, вода в котором в настоящее время отсутствует, ситуация остается безопасной до тех пор, пока сохраняется шаг подвески топливных кассет. Опасность может возникнуть при обрушении кассет на дно бассейна и заливе их водой.

Вода в нижних помещениях «Укрытия» в настоящее время ядерной опасности не представляет, однако в будущем по мере увеличения в ней концентрации солей урана также может увеличиться риск возникновения самоподдерживающейся цепной реакции (СЦР).

Для оценки ядерной безопасности различных помещений «Укрытия» существуют два пути. Первый — это расчет коэффициента размножения нейтронов в этих помещениях в различных условиях, в том числе в наиболее неблагоприятных условиях залива ТСМ водой. Расчеты критичности следует дополнить расчетами сценария протекания СЦР в том случае, когда расчеты

критичности показывают возможность превышения коэффициента размножения нейтронов над единицей.

Таблица 5. Распределение топливосодержащих материалов внутри ОУ

| Помещение (отметка) | Тип ТСМ и состояние | Оценка кол-ва топлива в ТСМ (на основе урана), метрич. т |
|---|---|---|
| Центральный зал (35.50) Другие помещения верхних этажей | Фрагменты активной зоны (большинство из них содержится под материалами, сброшенными с вертолетов в ЦЗ во время активной стадии аварии, также могут содержаться ЛТСМ) + топливная пыль Свежие топливные сборки В области схемы «Е» | ? 30? 5,5 10–30 |
| Южный бассейн выдержки (18.00–35.50) | Отработанные топливные сборки | 14,8 |
| Подреакторные помещения 305/2(9.00)+307/2+схема «ОР» + шахта реактора | ЛТСМ, фрагменты активной зоны | 75 (+25, –35) Доказано > 60 т |
| 304/3, 303/3, 301/5, 301/6, «слоновья нога» и другие | ЛТСМ | 11 ± 5 |
| Парораспределительный коридор (ПРК) (6.00), включая ТСМ в клапанах | ЛТСМ | 25 ± 11 |
| Бассейн-барботер, 2-й этаж (ББ-2) | ЛТСМ | 8 ± 3 |
| Бассейн-барботер, 1-й этаж (ББ-1) | ЛТСМ | 1,5 ± 0,7 |
| Нижние помещения реакторного блока | Вода с растворенными солями урана | ~3000 м ³ воды <3 кг U |

Второй путь — это прямые измерения коэффициента размножения нейтронов в помещениях «Укрытия» и по возможности организация на их основе постоянного мониторинга реактивности ТСМ. Объединение расчетных и экспериментальных методик является целесообразным, поскольку отсутствуют данные как для точных расчетов критичности, так и для интерпретации экспериментальных результатов.

Оценка ядерной безопасности различных помещений «Укрытия» и возможные сценарии развития СЦР. Ядерная безопасность ОУ, которая фактически является вопросом о критичности ТСМ, рассматривалась несколькими группами [24, 54–57], причем в первых работах расчеты проводились по моделям, весьма далеким от реальности.

Как проводятся расчеты критичности? Обычно численно решается стационарное уравнение переноса нейтронов в данной среде

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi(r, \Omega, E)}{\partial t} + \Omega \nabla \phi(r, \Omega, E) + \Sigma_t(r) \phi(r, \Omega, E) = \iint \Sigma_s(r, \Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) \phi(r, \Omega', E') d\Omega' dE' + Q(r, E), \quad (1)$$

где Ω — единичный вектор в направлении движения нейтрона с энергией E ; Σ_t и Σ_s — полное макроскопическое сечение и сечение рассеяния соответственно; $Q(r, E)$ — источник нейтронов, включающий в себя нейтроны вынужденного деления и внешний источник, т. е. не зависящий от наличия нейтронов в среде (в ЛТСМ внешним источником служат спонтанное деление трансурановых элементов и (α, n) -реакции). Собственное значение этого уравнения и определяет коэффициент размножения среды, т. е. критичность. Обычно это уравнение решается с помощью хорошо разработанных компьютерных программ. Из наиболее известных и доступных для профессионалов программ можно упомянуть SCALE, MCNP, SRAC.

Что необходимо знать для проведения расчетов критичности?

1. Нуклидный состав ТСМ и бетона, на котором он расположен и который покрывает ТСМ в некоторых местах. Этот бетон может играть роль отражателя нейтронов.

2. Макроскопические свойства ТСМ, такие как плотность и пористость.

3. Геометрические параметры ТСМ — размер и форму скоплений ТСМ.

4. Количество и распределение топлива в ТСМ, что является главным вопросом.

Как видно из предыдущего рассмотрения, первые три вопроса исследованы достаточно полно, однако вопрос о количестве и пространственном распределении топлива в ТСМ остается открытым во многих деталях: неизвестным является распределение нерасплавленных фрагментов активной зоны и топливных таблеток. Поэтому для вычисления эффективного коэффициента размножения нейтронов в ЛТСМ необходимо привлекать дополнительные соображения.

Для вычисления наибольшего возможного эффективного коэффициента размножения нейтронов в ТСМ помещения 305/2, как наиболее опасного, были рассмотрены различные модели распределения топлива [24, 57], причем в работе [57] были использованы результаты последнего обследования помещения 305/2 [53], на основе которого построена компьютерная модель (см. рис. 16). Схематическое изображение некоторых из этих моделей представлено на рис. 17, 18. Обогащение топлива вычислялось на основе среднего выгорания порядка 11,5 МВт·сут/кг U. Поскольку в реактор перед аварией



Рис. 17. Вертикальное сечение прямоугольного параллелепипеда ТСМ с топливными таблетками, случайно распределенными в его объеме



Рис. 18. Вертикальное сечение прямоугольного параллелепипеда ТСМ: трехслойная модель ТСМ, ограниченная слоем бетона снизу с нерасплавленным топливом в нижнем слое в виде кубической решетки таблеток

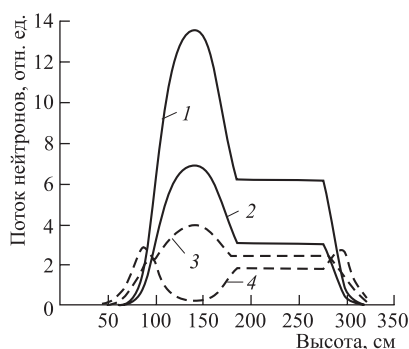


Рис. 19. Быстрая (кривые 1 и 2) и тепловая (кривые 3 и 4) части потока нейтронов в помещении 305/2 при двух значениях заполнения ТСМ водой (0 — 1, 4 и 20% — 2, 3) в зависимости от высоты с учетом бетонных отражателей — пол и потолок на высоте 1 м от поверхности ТСМ (0–100 см — бетон; 100–180 см — ТСМ; 180–280 см — воздух; > 280 см — бетон)

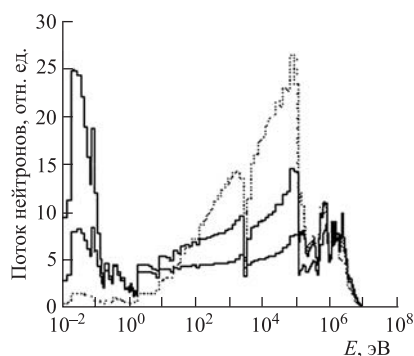


Рис. 20. Энергетические спектры нейтронов в помещении 305/2 при различном содержании воды в ТСМ (точечная кривая соответствует сухой ТСМ, сплошная кривая — 5% воды в ТСМ, жирная сплошная кривая — 20% воды в ТСМ)

было загружено также свежее топливо, то некоторые модели ТСМ были рассчитаны с обогащением свежего топлива. Полное количество топлива определялось по среднему и максимальному значению, приведенному в табл. 5. Все величины вычислялись в зависимости от содержания воды в ТСМ. На рис. 19

представлено пространственное распределение потока нейтронов вдоль вертикальной координаты с учетом нижнего (100 см) и верхнего (потолок 280 см) бетонного отражателя (слой ТСМ равен 80 см). На рис. 20 представлен спектр нейтронов внутри ТСМ в зависимости от степени залива ТСМ водой, а на рис. 21 — близкое к реальному распределение плотности потока нейтронов в помещении 305/2 (с учетом данных [53]), рассчитанное методом Монте-Карло при помощи известной программы MCNP-4C.

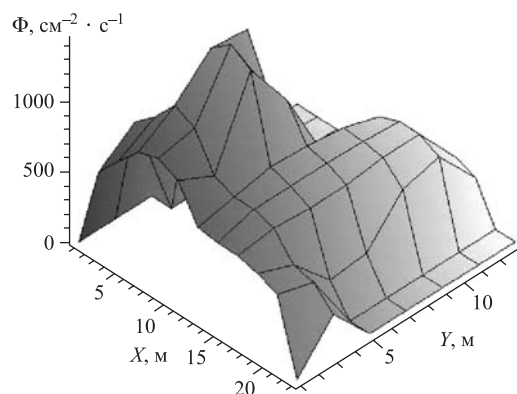


Рис. 21. Распределение потока нейтронов в плоскости помещения 305/2 в зависимости от координат, полученное на основе данных [53] и компьютерной модели помещения (подробности в [57])

Результаты расчетов показывают, что учет гетерогенности топлива в ТСМ не всегда приводит к возрастанию эффективного коэффициента размножения. Эффект зависит от концентрации воды в ТСМ и от количества бора и гадолиния, т. е. от замедляющих и поглощающих свойств среды. Из расчетов также видно, что величина эффективного коэффициента размножения слабо зависит от выбранной модели расположения нерасплавленных включений, что позволяет использовать для большинства вычислений решеточные модели. Для всех моделей со средним количеством топлива эффективный коэффициент размножения быстро возрастает от 0,25–0,35 для сухих ТСМ до 0,65–0,70 при 20–25 %-м заливе водой. При дальнейшем заливе ТСМ водой для большинства моделей эффективный коэффициент размножения падает до 0,60–0,65, а для модели с нерасплавленными включениями в нижнем слое медленно возрастает до 0,8. В бесконечной среде ТСМ с максимально возможным количеством топлива и с кубической решеткой таблеток со средним выгоранием коэффициент размножения достигает значения 0,81 при 20 %-м заливе водой. Та же модель со свежим топливом дает $k_{inf} \approx 0,99$ при 20 %-м заливе водой, который возрастает до 1,07 при 40 %-м объемном содержании воды в ТСМ. Гетерогенные модели с большей толщиной слоя влажных ТСМ

(а по оценкам работы [53] толщина слоя ТСМ в помещении 305/2 достигает 4 м) дают для эффективного коэффициента размножения значение, превышающее единицу, даже для выгоревшего топлива.

Таким образом, некоторые модели топливосодержащих материалов ОУ дают для ТСМ коэффициент размножения, превышающий единицу. Однако эти значения коэффициента размножения достигаются только при достаточно большом содержании воды в ТСМ. Это означает, что при поступлении воды в ТСМ от любого внешнего источника (дожди, конденсация) внутри ТСМ может возникнуть самоподдерживающаяся цепная реакция (СЦР) деления ядер топлива.

Ниже приведены результаты исследования динамики возникновения и развития СЦР в ТСМ в различных условиях заполнения ТСМ водой при различных значениях максимально возможной реактивности, т. е. максимально возможного эффективного коэффициента размножения с учетом возможных температурных эффектов, в том числе эффекта Доплера [24]. Показано, что в зависимости от скорости залива ТСМ водой возможны различные сценарии развития СЦР.

Предположим, что в ТСМ реализована гетерогенная композиция с максимально возможным коэффициентом размножения нейтронов, превышающим единицу (как присутствие такой композиции, так и возможность залива ее водой в достаточных количествах достаточно проблематичны), и рассмотрим качественную картину развития СЦР.

Для анализа поведения ТСМ в условиях изменения ее реактивности вследствие залива ТСМ водой необходимо решить систему кинетических уравнений, описывающих ситуацию. Первое уравнение — это уравнение переноса нейтронов в среде ТСМ, которое должно учитывать наличие запаздывающих нейтронов и изменение среднего времени жизни нейтронов и реактивности в зависимости от количества воды в ТСМ и от температуры. Стационарные вычисления показывают, что зависимость реактивности от количества воды близка к квадратичной, что отражает замедляющие и поглощающие свойства воды.

Второе уравнение фактически является законом сохранения энергии, который учитывает выделение энергии при делении, нагрев ТСМ, охлаждение ТСМ с поверхности и испарение воды. Третье уравнение представляет закон сохранения массы воды с учетом поступления воды от внешнего источника и ее испарение вследствие нагрева при выделении энергии деления.

Эти уравнения были исследованы качественными методами теории устойчивости в рамках точечной модели и решены численными методами [24]. Были найдены различные режимы развития СЦР в зависимости от значений параметров. Эти режимы следующие: единичная нейтронная вспышка как в подкритическом, так и в надкритическом режиме (в смысле максимально возможной реактивности), а также режимы затухающих и устойчи-

вых нейтронных осцилляций. Реализация одного из этих режимов зависит от величины коэффициента размножения, от скорости залива ТСМ водой, от скорости удаления тепла и т. д. Один из наиболее вероятных режимов подкритической нейтронной вспышки приведен на рис. 22, где показаны временные зависимости плотности потока нейтронов, температуры, плотности воды и реактивности ТСМ.

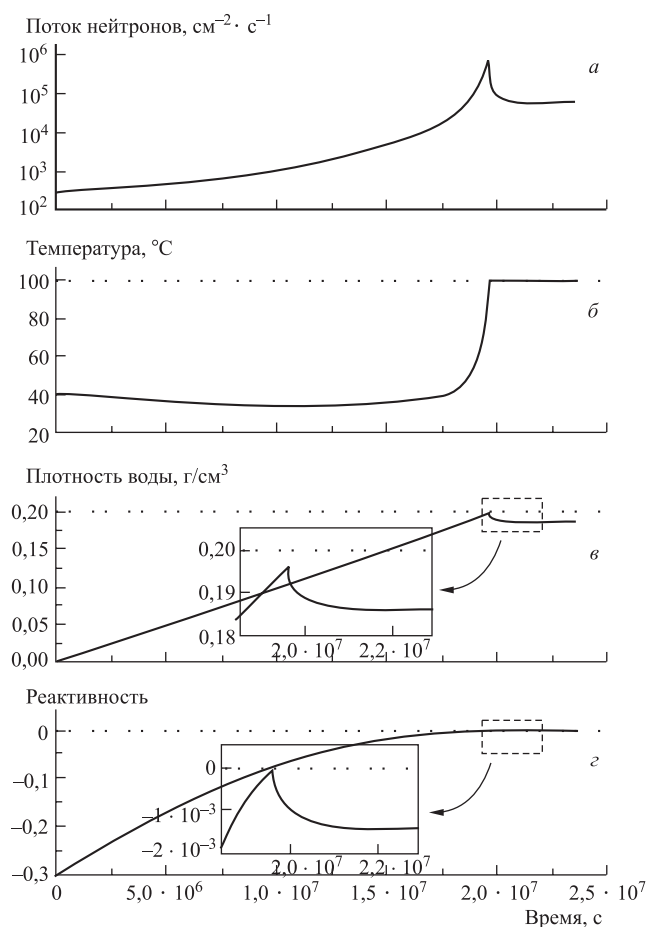


Рис. 22. Режим аperiodической подкритической нейтронной вспышки — изменение потока нейтронов, температуры, плотности воды и реактивности ТСМ с течением времени

В 1990 и 1996 гг. нейтронными детекторами, расположенными в помещениях 304/3 и 305/2, были зарегистрированы две нейтронные вспышки. Было

много дискуссий по поводу причин этих вспышек, однако очевидно, что в обоих случаях инциденты возникли после интенсивных дождей в Чернобыльском регионе. Картина развития вспышек была очень похожа на представленную на рис. 22.

Измерения реактивности ТСМ в помещениях ОУ. Вопрос об измерениях коэффициента размножения нейтронов в размножающих средах актуален для любых размножающих сред, т. е. для любых скоплений ядерно опасных материалов, а не только для ОУ. Регулирующие органы многих стран требуют от эксплуатирующих организаций при обосновании ядерной безопасности точного знания коэффициента размножения нейтронов в подкритических системах. В связи с развитием идеологии ADS точное знание подкритичности, причем в режиме «on-line», важно для обеспечения эффективной и безопасной работы подкритических реакторов. Далеко не всегда знание подкритичности может быть обеспечено расчетным путем, несмотря на высокую точность и быстродействие современных компьютеров, поскольку для расчетов часто не хватает точных исходных данных. Ниже на примере ОУ мы обсудим возможные пути решения этой задачи.

Нужно отметить, что попытки проведения таких измерений на ОУ были сделаны в 1991 г. [58]. Эти измерения были выполнены на основе импульсного нейтронного метода с использованием стандартной геофизической аппаратуры нейтронного каротажа скважин. Авторы [58] не имели возможности изменять частоту следования нейтронных импульсов, а также аппаратура имела малое время регистрации отклика системы (2 мс). Поэтому они не смогли измерить запаздывающие нейтроны и определить коэффициент размножения с достаточной точностью.

Можно условно разделить экспериментальные методы измерения реактивности на два класса — активные и пассивные. Активные методы предполагают некоторое воздействие на размножающую систему и последующее измерение отклика системы. Эти методы можно реализовать, как вводя в систему избыточную реактивность (положительную или отрицательную), так и облучая систему внешним нейтронным источником (как в [58]).

Активные методы, как правило, неудобны для практического применения. Введение дополнительной реактивности требует точного знания этой реактивности, а значит, и расчетов размножающих свойств системы, которые мы хотим определить экспериментально. Метод внешнего импульсного нейтронного источника для повышения точности требует введения источника внутрь системы, в точку максимума основной гармоники, что также требует расчетов плотности потока нейтронов, а с другой стороны, не всегда возможно технически.

В свою очередь, пассивные методы определения реактивности основаны на измерении и анализе флуктуаций стационарного нейтронного фона, ко-

торый в большинстве ядерных систем обусловлен трансурановыми элементами либо стационарным внешним источником нейтронов. В частности, в ОУ нейтронный фон обусловлен спонтанным делением трансуранов (^{244}Cm , ^{242}Cm , ^{240}Pu , ^{238}U — пренебрежимо малый вклад) и (α, n) -реакциями. Флуктуации нейтронного фона обусловлены статистической (вероятностной) природой испускания нейтронов и их взаимодействия с ядрами среды.

Достаточно полный обзор статистических методов измерения реактивности приведен в [59]. С тех пор было проведено много измерений с различными усовершенствованиями [60–63], в том числе и на ОУ [64–66].

Современная электроника позволяет получать первичную статистическую информацию в эксперименте с последующей программной обработкой этой информации на компьютере с помощью того или иного теоретического метода (или всех известных методов). В ИЯИ НАН Украины такая аппаратура разработана, она позволяет измерять временные интервалы между импульсами детектора нейтронов с точностью до 250 нс [64]. Разработано также программное обеспечение, с помощью этого комплекса были проведены измерения коэффициента размножения нейтронов в ОУ ($k_{\text{eff}} \approx 0,35$ в помещении 305/2) и в хранилище отработанного ядерного топлива реактора ВВР-М ИЯИ [67].

Преобразование ОУ в экологически безопасную систему. Из вышеизложенного ясно, что ОУ заключает в себе значительные радиационные и ядерные риски. Поэтому существует настоятельная необходимость в преобразовании ОУ в экологически безопасную систему. Этот вопрос возник еще в 1989 г., когда стало ясно, что возведенные «ударными темпами» конструкции, которые опираются на полуразрушенные стены 4-го блока, не смогут обеспечить безопасное укрытие ядерных материалов в течение десятков лет. В настоящее время этот вопрос перешел в практическую плоскость подготовки и строительства «Укрытия-2» — герметичной конструкции, которая будет возводиться вокруг ОУ и внутри которой можно будет производить разборку и упаковку радиоактивных материалов для дальнейшего хранения в приспособленных хранилищах.

В 2001 г. правительственная комиссия Украины приняла решение о строительстве новой безопасной защитной оболочки (конфайнмента), причем за основу предлагалось принять проект «Арка» — конфайнмент из металлических конструкций, сооружаемый поблизости от объекта «Укрытие» с последующей движимой отдельными модулями (рис. 23) [68].

По предварительным проработкам «Арка» должна иметь максимальную ширину ≈ 260 м, максимальную высоту ≈ 100 м и глубину ≈ 100 м.

К 2006 г. Европейский банк реконструкции и развития собрал необходимые средства от стран-доноров на проведение этих работ и объявил тендер на их выполнение. Несмотря на некоторые трения, возникшие при проведе-

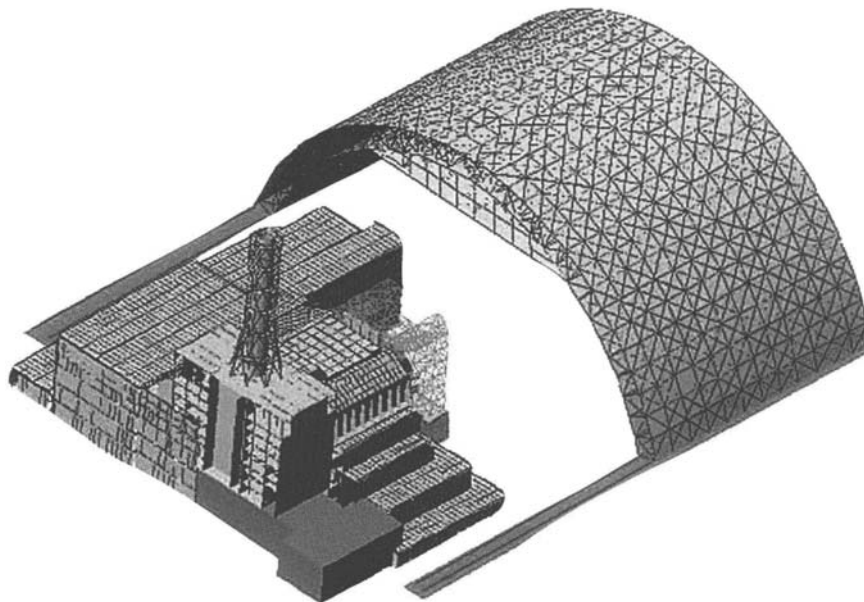


Рис. 23. «Арка» — проект новой безопасной защитной оболочки (конфайнмента)

нии тендера, есть надежда, что возведение нового безопасного конфайнмента начнется в ближайшее время.

4. ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ

4.1. Общие требования к будущим реакторам. Нужно сказать, что некоторое уменьшение темпов развития ядерной энергетики в 80–90-х гг. связано не только с авариями на энергетических реакторах, но также с уменьшением конкурентоспособности электрической энергии, которая вырабатывается на атомных станциях. Это связано с удорожанием строительства отдельных блоков и с увеличением сроков строительства. Подорожало также топливо. Таким образом, вторым требованием к будущим атомным станциям является удешевление электрической энергии, вырабатываемой на атомных станциях.

Эти два требования, на первый взгляд противоположные, в действительности очень тесно связаны друг с другом. Не нужно забывать об огромных финансовых потерях, которые влекут за собой тяжелые аварии, даже если авария не сопровождается выходом радиоактивности за пределы реактора.

Третьим требованием к будущей ядерной энергетике является решение проблемы ядерных отходов.

Попробуем сформулировать основные требования, которые нужно поставить перед разработчиками новых реакторов. Прежде всего, реакторы в новых проектах должны быть обеспечены системами пассивной защиты, т. е. необходимо, чтобы в случае возникновения опасных ситуаций в реакторе без вмешательства операторов гасилась цепная реакция и начиналось расхолаживание активной зоны.

Другим требованием является требование упрощения конструкций всех систем реакторов с одновременным повышением их надежности. Под упрощением понимается уменьшение количества узлов, которые могут выйти из строя. Оставшиеся узлы должны быть продублированы и обеспечены надежными системами контроля.

Наконец, безопасные реакторы должны быть менее энергонапряженными, т. е. целесообразно переходить к блокам меньшей мощности, которые вырабатываются и монтируются непосредственно в заводских условиях. Это, кстати, существенно повышает их качество и удешевляет строительство станции, особенно в случае серийного производства. При этом появляется возможность расхолаживать реакторы меньшей мощности исключительно за счет природных сил, т. е. за счет естественной конвекции теплоносителя. Таким образом, уменьшение мощности реакторов дает возможность снабдить их системами пассивной защиты с одновременным повышением качества и удешевлением производства.

Опять возникает противоречие, поскольку известно, что блоки большой мощности являются более экономичными. Поэтому перед принятием решения нужно очень хорошо просчитывать все финансовые затраты с учетом экономических, экологических и социальных рисков. В связи с этим новые проекты реакторов разрабатываются сейчас по двум направлениям. С одной стороны, разрабатываются блоки большой мощности, обеспеченные всеми возможными системами защиты, включая пассивные системы, и совершенными системами оперативного контроля. С другой стороны, разрабатываются реакторы меньшей мощности, которые дополнительно можно будет расхолаживать за счет конвекции теплоносителя.

Такие усовершенствованные конструкции реакторов уже разработаны, но перед тем как перейти к их описанию, приведем краткий обзор существующих типов ядерных энергетических реакторов.

4.2. Существующие ядерные энергетические реакторы. В настоящее время, по данным МАГАТЭ [69], в мире работает 443 энергетических блока с суммарной электрической мощностью 369 552 МВт, из них в США — 104 (99 210), во Франции — 59 (63 363), в Японии — 56 (47 839), в России — 31 (21 743), в Республике Корея — 20 (16 810), в Украине — 15 (13 107), в Канаде — 18 (12 599), в Великобритании — 23 (11 852) и т. д. Всего в мире насчитывается 31 страна, обладающая ядерной энергетикой.

В этих странах работают реакторы девяти типов: PWR (pressurized water reactor) — реактор с водой под давлением, всего 214 блоков; ВВЭР — водо-водяной энергетический реактор (вода служит и теплоносителем, и замедлителем), всего 53 блока (ВВЭР — это советский, а теперь российский аналог реактора PWR, так что можно считать, что в мире работает 267 реакторов с водой под давлением — наиболее распространенный тип реакторов); BWR (boiling water reactor) — реактор с кипящей водой, всего 90; ABWR (advanced boiling water reactor) — усовершенствованный реактор с кипящей водой, всего 4 (ABWR и BWR — практически один и тот же тип реакторов); GCR (gas-carbon reactor) — газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем, всего 8; AGR (advanced gas reactor) — усовершенствованный газоохлаждаемый реактор с графитовым замедлителем, всего 14; PHWR (pressurized heavy water reactor) — реактор с тяжелой водой под давлением, которая служит и теплоносителем, и замедлителем, всего 41; LWGR (light water graphite reactor) — лагинская аббревиатура реакторов РБМК, реактор с графитовым замедлителем на легкой кипящей воде, всего 16; FBR (fast breeder reactor) — реакторы на быстрых нейтронах, всего 3.

Наиболее распространенный тип реакторов — PWR — ВВЭР, они неплохо зарекомендовали себя как достаточно экономичный и надежный реактор, несмотря на аварию в Три-Майл-Айленд (США). Все работающие на сегодняшний день реакторы в Украине — это ВВЭР. Основная проблема этих реакторов — радиационная стойкость корпусов. Суть проблемы в том, что при достаточно длительном облучении быстрыми нейтронами повышается температура хрупко-вязкого перехода стали, из которой изготовлены корпуса реакторов, так что гипотетически через десятки лет эксплуатации корпус может не выдержать нагрузки. На сегодняшний день неясно, когда это произойдет, и произойдет ли вообще, поскольку экспериментальные данные, полученные на образцах-свидетелях (образцы стали, облучаемые внутри реактора), обладают недостаточной точностью. Любопытно, что на западных реакторах типа PWR эта проблема практически не возникает, поскольку поток быстрых нейтронов на корпус этих реакторов на порядок меньше, что связано с большим диаметром корпуса. Пути борьбы — уменьшение потока быстрых нейтронов на корпус за счет внедрения специального режима перегрузок топлива, а также высокотемпературный отжиг корпуса реактора, что является непростой задачей.

Второй по распространенности тип реакторов — BWR — корпусной реактор с кипящей легкой водой, работающий в одноконтурном режиме, т. е. пар после осушения поступает из реактора прямо в турбину. Понятно, что одноконтурная схема оказывается дешевле двухконтурной, при этом исключаются возможные проблемы с парогенератором. В реакторах BWR возможны режимы с возникновением автоколебаний, обусловленных нелинейной (ква-

дратичной) зависимостью реактивности от количества пара в реакторе. В отличие от РБМК в этом реакторе положительная нелинейная обратная связь по количеству пара приводит не к разгону реактора, а к возникновению устойчивых с постоянной амплитудой автоколебаний мощности, которые не сказываются на безопасности работы реактора. Реакторы этого типа наиболее распространены в США и Японии.

Следующие по распространенности — тяжеловодные реакторы. Основным производителем — Канада с реакторами типа CANDU. В этих реакторах тяжелая вода используется и как теплоноситель, и как замедлитель, причем реакторы работают по двухконтурной схеме охлаждения. Основные преимущества — возможность непрерывной перегрузки топлива (CANDU — реакторы канального типа) и возможность работы на природном уране вследствие значительной экономии нейтронов при использовании тяжелой воды в качестве замедлителя (как и графита в РБМК). Однако использование тяжелой воды может привести (и приводило) к значительному загрязнению окружающей среды тритием.

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы — в принципе очень перспективная схема, поскольку высокотемпературное тепло может утилизироваться в различных технологических процессах, кроме выработки электроэнергии. Тем не менее распространения не получили, кроме одной страны — Великобритании.

Реакторы РБМК, как известно, строились только в Советском Союзе, всего было построено 20 реакторов, включая ЧАЭС. По мнению авторов, эти реакторы несколько опередили свое время. При наличии современной автоматики и средств управления, при работе на достаточно обогащенном топливе, с одноконтурной схемой и возможностью непрерывных перегрузок топлива, с возможностью ремонта в любое время — этот реактор мог бы стать (а может, и станет) одним из наиболее экономичных и достаточно безопасных ядерных энергетических реакторов. Большинство критических высказываний в адрес этого реактора (после существенных улучшений, проведенных после чернобыльской аварии) обусловлено исключительно политическими соображениями.

Наконец, о реакторах на быстрых нейтронах. Несмотря на то, что с этими реакторами связывается будущее ядерной энергетики вследствие истощения урановых руд и возможности наработки на этих реакторах дополнительного топлива, в мире работают только три энергетических реактора на быстрых нейтронах. Это связано прежде всего с определенной сложностью системы охлаждения, которая используется в этих реакторах. Известно, что теплоносителем в существующих реакторах этого типа является жидкий натрий и система охлаждения работает по трехконтурной схеме. Основной проблемой является недопущение контакта жидкого натрия с водой, чего не всегда удается избежать в парогенераторе третьего контура. Хорошей иллю-

страцией этого является французский реактор «Суперфеникс», который так и не удалось запустить в эксплуатацию после серьезной аварии.

4.3. Усовершенствованные реакторы. Мы условно разделили проекты новых реакторов на три типа: усовершенствованные, перспективные и инновационные. Усовершенствованными назовем проекты таких реакторов, которые по принципу действия не очень сильно отличаются от действующих, однако имеют повышенный уровень безопасности. Этот уровень безопасности достигается за счет использования всех трех перечисленных выше принципов, однако, возможно, не в полной мере. Проекты таких реакторов полностью разработаны, прошли лицензирование и готовы к серийному производству (см., например, [70]).

Один из возможных путей такой модернизации состоит в большем погружении активной зоны в корпус с водой под давлением; в случае аварии вода, которая находится над активной зоной, будет выкипать не так быстро, как в обычном реакторе, и разрушение топливных элементов будет задержано. Этот способ не исключает необходимости в дублирующих системах охлаждения и защитных оболочках, но его использование дает операторам больше времени для принятия адекватных решений.

Схема такого проекта, разработанного совместно фирмами «Westinghouse» и «Mitsubishi», показана на рис. 24. Для сравнения в левой части ри-

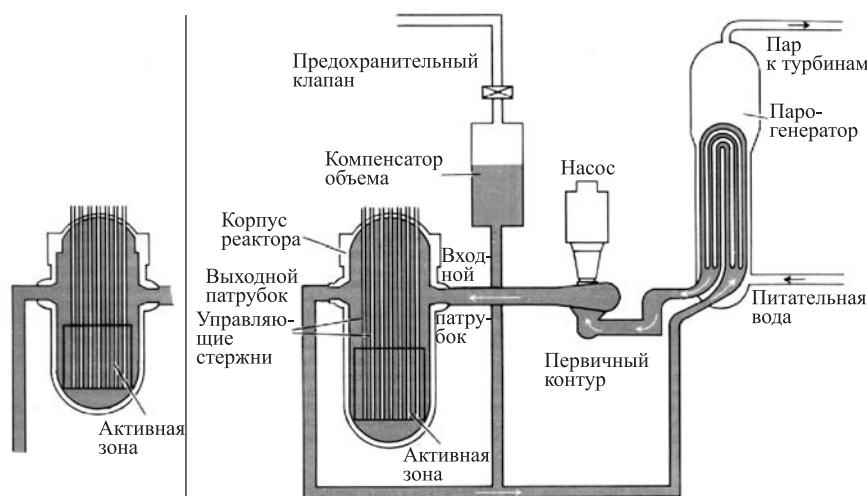


Рис. 24. Конструкция усовершенствованного реактора с водой под давлением

сунка показан обычный реактор. Этот реактор также оборудован многими дополнительными системами защиты, хотя в нем не полностью заложены все принципы безопасности, поскольку этот реактор рассчитан на значи-

тельно большую мощность (1500 МВт(е)). К реакторам этого типа можно отнести также европейский реактор EPR, разработанный совместно Германией и Францией, а также реактор «System-80+» американской фирмы «ABB Combustion Engineering».

Существуют также другие полностью разработанные проекты, например, IP-600, ВВЭР-650, ВПБР-600, которые имеют значительно меньшую мощность и в которых охлаждение активной зоны и конфайнмента во время аварии может происходить за счет конвекции теплоносителя. Из кипящих реакторов к этому же типу можно отнести реактор ABWR, разработанный совместно фирмами «General Electric» и «Hitachi», в мире сейчас работает четыре блока ABWR мощностью 1356 МВт(е) каждый. Также разработан реактор SBWR (упрощенный реактор на кипящей воде) мощностью 600 МВт(е) с естественной циркуляцией теплоносителя.

Другой тип проектов — это перспективные реакторы, в которых максимально заложены принципы пассивной безопасности. Наиболее ярким представителем таких проектов является проект полностью безопасного реактора (ПБР), разработанный шведской фирмой ASEA-ATOM (рис. 25). Этот проект основан на радикальном изменении конструкции реактора на легкой

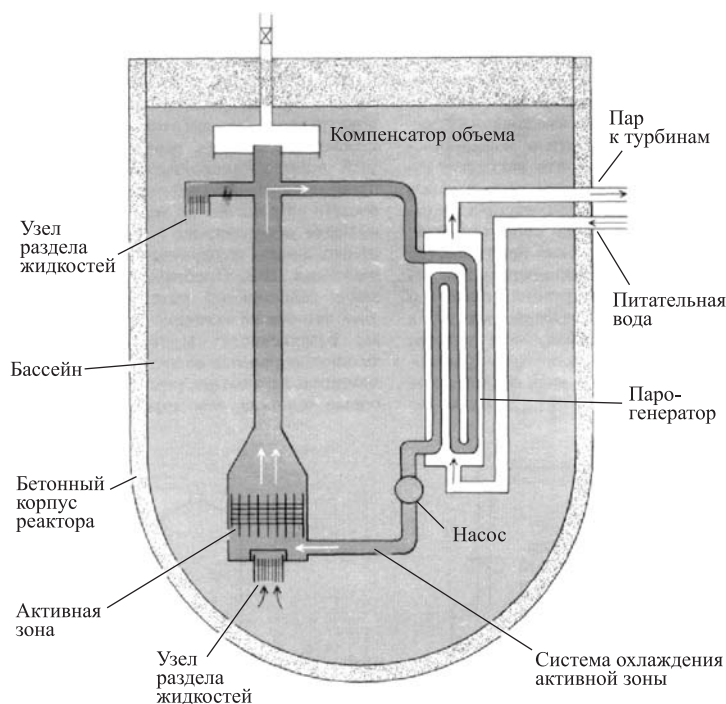


Рис. 25. Реактор типа ПБР, разработанный фирмой ASEA-ATOM

воде. Его активная зона, первичный контур охлаждения и парогенераторы погружены в большой бассейн из предварительно напряженного бетона, наполненный холодной водой с раствором бора. Бассейн и первичный контур охлаждения гидравлически соединены, но в нормальных условиях давление воды, которое поддерживается насосами охлаждения, не позволяет холодной воде проникнуть в активную зону. Нарушения в системе охлаждения приводят к уменьшению давления и к проникновению холодной воды в активную зону. Бор, который является сильным поглотителем нейтронов, останавливает цепную реакцию, а холодная вода за счет естественной конвекции отводит остаточное тепло и расхлаживает реактор без вмешательства операторов и без помощи электромеханических средств.

Вторым интересным проектом, который также можно отнести к серии «полностью безопасных реакторов», является проект небольшого (100 МВт(е)) высокотемпературного реактора с газовым теплоносителем, разработанный немецкой фирмой «KWU/Interatom». Активная зона такого реактора состоит из большого количества графитовых шариков, в которых находятся небольшие частички топлива, покрытые слоем смеси графита с карбидом кремния. В нижней части реактора находится узел перезагрузки топлива, которая может производиться без остановки реактора. Топливо может выдерживать температуру до 1600 °С без освобождения продуктов деления. Благодаря малым размерам шариков, большому отношению поверхности шарика к объему, температура в активной зоне не может превысить указанную величину, даже если весь теплоноситель будет потерян. Цепная реакция автоматически остановится после повышения температуры топлива за счет уширения уровней резонансного поглощения. Остаточное тепло радиоактивного распада отводится через стенки корпуса, и при малых размерах реактора такого теплоотвода будет достаточно для того, чтобы температура не превысила безопасного уровня (рис. 26).

Разработаны также реакторы-размножители на быстрых нейтронах. Одним из таких реакторов является реактор БРЕСТ, теплоносителем в котором является расплавленный свинец. Этот реактор может считаться достаточно безопасным, поскольку работает при довольно низких давлениях вследствие низкого давления насыщенных паров свинца.

Одним из существенных недостатков современных реакторов является проблема радиоактивных отходов, особенно трансураниевых элементов. Для решения этой проблемы существует несколько подходов, один из которых находится в стадии почти разработанного проекта. Имеется в виду проект ПАТЭС (подземная атомная теплоэлектростанция). В последнее время этот проект интенсивно рекламируется для внедрения его в атомную энергетику Украины, потому рассмотрим его несколько подробнее.

Проект предусматривает использование в качестве топлива чистого ^{235}U с чистотой 99,9 %. Использование такого топлива предусматривает уменьше-

ние радиоактивных отходов и практически полное отсутствие трансурановых элементов, которые дают основной вклад в долговременную остаточную активность отходов. В этом как раз и состоят основные преимущества предлагаемого подхода.

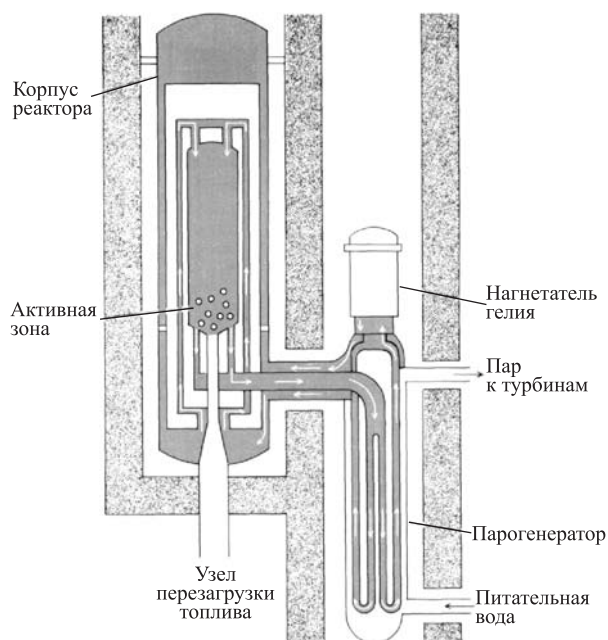


Рис. 26. Модульный высокотемпературный реактор с газовым охлаждением

Саму станцию предполагается строить на основе реакторов КНЗ, которые разрабатывались как реакторы для подводных лодок. Это реакторы небольших размеров, их можно изготавливать на заводах с высоким качеством. Станция состоит из отдельных блоков, размещенных под землей. Таким образом, для таких реакторов не нужно строить отдельные защитные оболочки, что может удешевить строительство. Кроме того, после окончания срока эксплуатации станцию можно просто похоронить под землей. Таким образом, основная идея строительства подземной станции (которая, кстати, принадлежала А. Д. Сахарову) с использованием блоков небольшой мощности, безусловно, заслуживает внимания.

К сожалению, в проекте предполагается использование устаревших реакторов, где не предусматривается применение пассивной защиты. Кроме того, реактор на чистом ^{235}U имеет значительный запас реактивности и в

нем отсутствует отрицательная обратная связь по температуре топлива. При нарушениях в системе управления второй фактор при наличии первого может привести к неконтролируемому разгону реактора. Имеет смысл, кроме того, учесть опасность обращения с чистым ^{235}U , хотя бы с точки зрения терроризма. Поэтому, по нашему мнению, внедрять этот проект как базовый для развития энергетики Украины не стоит.

Другим направлением решения проблемы трансурановых отходов является использование топлива в инертных матрицах. Имеется в виду использование в обычных (или усовершенствованных) реакторах нуклидов, которые могут делиться на тепловых нейтронах (^{235}U , ^{239}Pu , ^{233}U), смешанных не с обычным сырьевым материалом типа урана-238, а с инертной матрицей из двуоксида циркония.

4.4. Инновационные проекты. Существуют также инновационные проекты ядерных реакторов, некоторые на уровне идей, в которых объединяется решение проблемы радиоактивных отходов и безопасности. Мы упомянем три таких направления. Первое — это проекты подкритических реакторов, управляемых ускорителем заряженных частиц (так называемые ADS — accelerator driven systems), второе — реакторы-размножители на расплавленных солях, а третье — реактор Феоктисова, т. е. реактор на автоволне делений.

Эти типы реакторов сейчас интенсивно обсуждаются, рассчитываются различные конструкции, и даже предложена концепция симбиоза первого и второго типов реакторов. Основная идея реакторов с ускорителем (высказанная впервые более полувека назад [71–73] и реанимированная в настоящее время после работ Руббиа, Боумена и Фурукавы [74–76]) состоит в том, что активная зона поддерживается в подкритическом состоянии с коэффициентом размножения нейтронов меньше единицы. Для того чтобы поддерживать такой реактор в стационарном состоянии, необходим внешний источник нейтронов. Считается, что наиболее подходящим источником нейтронов является реакция ускоренных до энергий порядка 1 ГэВ протонов с мишенью из тяжелых металлов — вольфрама, висмута, свинца или их смеси. Если достичь высоких значений токов пучка ускорителя, то можно получить достаточно высокую плотность потока нейтронов в активной зоне — больше $10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. При такой плотности потока нейтронов, а также при условии быстрого спектра нейтронов в реакторе (т. е. без использования замедлителей) все трансурановые изотопы превращаются в изотопы, которые могут делиться (либо просто делаться в быстром спектре) и принимают участие в цепной реакции. Таким образом, можно сжечь все трансурановые отходы легководных реакторов (в идеале), кроме того, в таких потоках трансмутируют также долгоживущие продукты деления. Такой реактор является ядерно безопасным, потому что цепная реакция поддерживается только за счет внешнего источника нейтронов, который можно практически мгновенно отключить с использованием электрических средств управления.

Прекрасный обзор идей, возможностей и преимуществ подкритических систем перед применяемыми в настоящее время реакторами недавно опубликован в ЭЧАЯ [6] (см. также [77]). В данной работе хотелось бы обсудить несколько вопросов, которые, по нашему мнению, недостаточно рассмотрены в литературе. Это вопросы о выборе внешнего источника нейтронов для подкритических систем и вопрос оптимизации активных зон с точки зрения получения максимального коэффициента усиления потока нейтронов внешнего источника. Очень важным также является вопрос об измерении коэффициента размножения в подкритических системах.

В отличие от традиционных ADS, которые основаны на ускорителях протонов (или дейтронов) высоких энергий (до 1 ГэВ) с токами в пучке до десятков мА, можно рассмотреть возможность использования обычных нейтронных генераторов на D–T-реакции с током дейтронов в пучке до 1 А (D — дейтрон, T — тритон). Поскольку энергии дейтронов порядка 200–300 кэВ вполне достаточно для протекания реакции, то создание такого нейтронного генератора может оказаться на порядки дешевле, чем строительство ускорителей на 1 ГэВ, причем токи порядка нескольких ампер являются вполне достижимыми для низкоэнергетических ускорителей. Особенно использование нейтронных генераторов может оказаться целесообразным для построения высокопоточных исследовательских реакторов.

Напомним основные принципы построения нейтронных генераторов. Нейтроны в таких генераторах получаются в результате реакций синтеза D–D и D–T. Основной является реакция D–T, поскольку ее сечение имеет максимум при энергии около 109 кэВ ($\sim 5,3$ б), которое больше чем на порядок превышает сечение реакции D–D.

Большинство нейтронных генераторов работает на металлических, насыщенных тритием мишенях, на которые направляется поток дейтронов с энергией 300–400 кэВ. Выход нейтронов в таких системах зависит от потерь энергии дейтронов в мишенях (т. е. от материала мишени), от насыщения мишени тритием и, естественно, от тока пучка дейтронов. Так, для многослойных твердых мишеней выход нейтронов на одну ускоренную до 300–400 кэВ частицу порядка 10^{-4} , так что при токе ускорителя ~ 1 А выход нейтронов может составить 10^{14} с $^{-1}$. Для газовых мишеней выход нейтронов на ускоренную частицу на порядок больше ($\sim 10^{-3}$) [78].

Таким образом, для подкритического исследовательского реактора целесообразно конструировать нейтронный генератор с током пучка частиц ~ 1 А и с газовой мишенью. Такой генератор будет служить внешним источником нейтронов для подкритической системы с интенсивностью 10^{15} с $^{-1}$. Нужно отметить, что генератор с интенсивностью 10^{14} с $^{-1}$ и с током ускорителя ~ 1 А уже создан [79], и даже с таким нейтронным генератором можно получить, как будет видно ниже, поток нейтронов в активной зоне порядка 10^{16} см $^{-2}$ · с $^{-1}$.

Вопросы оптимизации активной зоны, конечно же, обсуждались неоднократно. Например, Даниэль и Петров [80] на основе однокрупной диффузионной модели показали, что более эффективно использовать двухзонную систему, в которой внешний источник нейтронов окружен бустером небольших размеров с $k_{\infty} > 1$, который, в свою очередь, окружен подкритической активной зоной, так что эффективный коэффициент размножения всей системы $k_{\text{eff}} < 1$. Были рассмотрены также многозонные системы с вентильной нейтронной связью [81, 82]. Поскольку однокрупная диффузионная модель для сложных многозонных систем часто не дает даже качественно правильных результатов, то для выбора оптимальных параметров подкритического реактора (размеры и обогащение зон) целесообразно вначале провести численные многовариантные расчеты модельных систем [83, 84], а затем рассчитывать реальную схему реактора. При этом в качестве основного оптимизационного параметра можно выбрать коэффициент усиления нейтронов внешнего источника (отношение суммарного числа нейтронов, проходящих через внешнюю граничную поверхность за единицу времени N_S , к интенсивности источника нейтронов I_0 : $q = N_S/I_0$), поскольку основной целью построения исследовательских реакторов является получение высоких потоков нейтронов.

Ниже приведены результаты модельных расчетов [83, 84] двухзонных подкритических гомогенных систем с различным обогащением и различным размером зон с источником нейтронов 14 МэВ. Расчеты проводились с помощью известных нейтронно-физических программ Scale 4.4a и MCNP-4C. При этом использовалась библиотека ядерных данных ENDF/B-VI.

Расчеты показывают, что коэффициент усиления потока нейтронов внешнего источника показывает немонотонное поведение в зависимости от толщины зон и обогащения топлива. На рис. 27 приведены результаты расчетов системы, в которой внутренняя зона состоит из обогащенного урана, а внешняя — из чистого урана-238. Толщина внешней зоны задается в пределах от 1 до 20 см. Для каждого обогащения внутренней зоны ее размеры подбираются так, чтобы k_{eff} всей системы был равен 0,99. Обогащение внутренней зоны по урану-235 изменяется в пределах от 8 до 100%. Можно увидеть, что при обогащении внутренней зоны 20% наблюдается максимум коэффициентов при всех толщинах внешней зоны. Такое немонотонное поведение коэффициентов усиления наблюдается для всех рассчитанных систем, т. е. оптимальный выбор размеров зон и обогащений может позволить получить максимально возможный поток нейтронов. Для примера на рис. 28 приведено распределение потока нейтронов в небольшом исследовательском реакторе с двумя активными зонами — быстрой и тепловой. При интенсивности источника 10^{14} с^{-1} поток нейтронов в центре реактора достигает значений $\sim 6 \cdot 10^{16} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$, а на внешней поверхности реактора $\sim 10^{12} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$. Мощность такого реактора порядка 3 МВт [85].

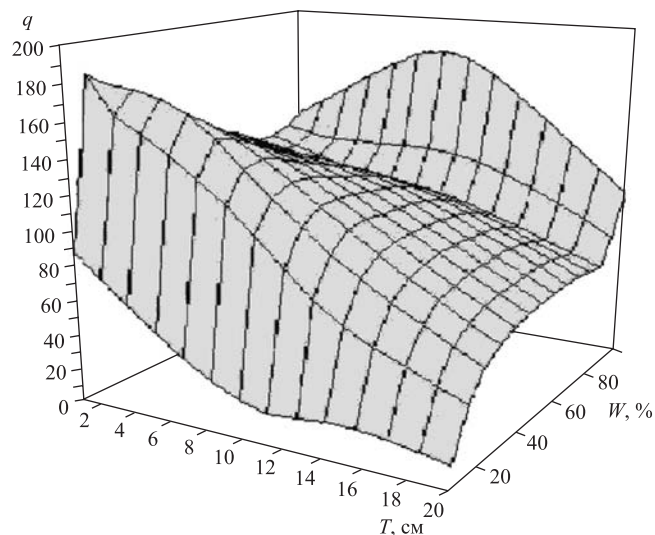


Рис. 27. Зависимость коэффициента усиления потока нейтронов q для двухзонной системы при разных толщинах внешней зоны T и обогащениях W по урану-235 [83, 84]

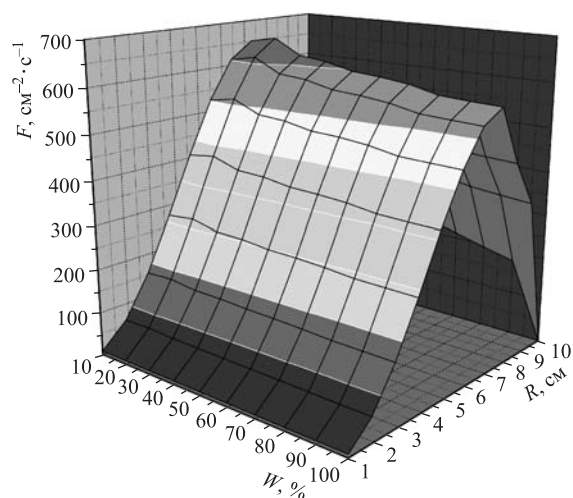


Рис. 28. Пространственное распределение потока нейтронов в зависимости от радиуса, при разных обогащениях внешней зоны [83, 84]

Конечно, расчет реальных схем может внести некоторые коррективы в приведенные оценки, однако, по нашему мнению, исследовательские реакторы такого типа являются перспективными для дальнейшей разработки. Бо-

лее того, для получения высоких коэффициентов усиления, а значит, и для уменьшения токов ускорителей в энергетических реакторах, вероятно, стоит проводить оптимизационные расчеты, варьируя размеры и обогащения различных зон реакторов.

Такого же типа расчеты можно провести и для гомогенных жидкосолевых реакторов, возможности и преимущества которых изложены в [6].

4.5. Практическая реализация. Отметим, что экспериментальная подкритическая сборка «Ялина-Б» с нейтронным генератором уже собрана в Объединенном институте энергетических и ядерных исследований (Сосны, Минск, Белоруссия) [86]. Эта сборка состоит из ускорителя ионов дейтерия, пучок которых направляется на титановую мишень, насыщенную тритием (напомним, что типичная схема ADS предполагает в качестве внешнего источника нейтронов использование тяжелой металлической мишени, облучаемой пучком заряженных частиц — протонов или дейтронов). Нейтроны из этого генератора попадают на свинцовую мишень, которая формирует поток нейтронов, поступающий непосредственно в подкритическую активную зону. Сама активная зона с эффективным коэффициентом размножения $k_{\text{eff}} < 0,98$ состоит из полиэтиленового замедлителя, в каналах которого размещены топливные стержни (UO_2 с 10%-м обогащением по ^{235}U). Вся активная зона помещена в графитовый отражатель (рис. 29).

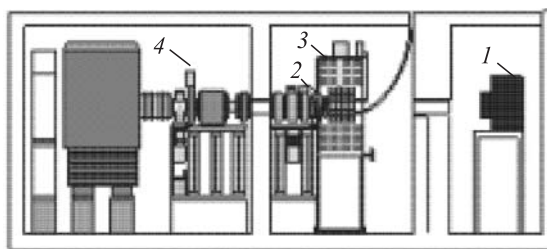


Рис. 29. Подкритическая сборка «Ялина». 1 — генератор нейтронов; 2 — мишень из Ti^3H (TiD); 3 — подкритическая сборка; 4 — гамма-спектрометр

Подкритическая сборка на основе традиционной схемы — протонный ускоритель на 600 МэВ с током до 3,2 мкА, пучок направляется на свинцовую или вольфрамовую мишень для осуществления реакции срыва (spallation) — разрабатывается в Дубне (ОИЯИ, SAD — subcritical assembly of Dubna) [3]. В настоящее время разработан проект создания этой установки и отработана технология производства топливных таблеток. Активная зона собрана из разработанных для БН-600 топливных элементов на смешанном оксидном топливе ($\text{UO}_2 + \text{PuO}_2$) [87]. SAD может стать первой в мире установкой ADS, соединяющей протонный ускоритель с подкритической компактной активной зоной, заполненной MOX-топливом. Задачей SAD являются исследования

физики ADS в широком интервале подкритичности вплоть до $k_{\text{эф}} \sim 0,98$. К настоящему времени установка SAD собрана. Заканчиваются работы по обеспечению безопасности, утверждена технология производства топливных таблеток.

В Украине, в Харьковском физтехе, разрабатывается проект подкритического реактора на основе электронного ускорителя на 300 МэВ, существующего в ХФТИ. В настоящее время работы находятся на стадии разработки физического проекта — стыковка ускорителя с подкритической сборкой, выбор материалов, компоновка активной зоны и др.

4.6. Реактор Феоктисова. Инновационные проекты ядерных реакторов направлены как на повышение безопасности реакторов, так и на усовершенствование топливного цикла — возможность сжигания трансурановых элементов и использования огромных запасов ^{238}U и ^{232}Th . С нашей точки зрения, реактор Феоктисова, который основан на возникновении волны медленного ядерного горения в среде чистого ^{238}U (или ^{232}Th), решает обе задачи — полная ядерная безопасность и использование ^{238}U , если этот реактор удастся реализовать. Не исключено, что в реакторе Феоктисова можно будет использовать не только чистый ^{238}U , но также обедненный уран (отходы процесса обогащения) и отработанное ядерное топливо (без предварительной радиохимической переработки).

Л. П. Феоктисов показал [88], что в среде ^{238}U (для определенности в дальнейшем будем говорить об уран-плутониевом реакторе) при определенных условиях возможно распространение нейтронно-делительной волны. Действительно, если полупространство, заполненное веществом с ураном, облучать нейтронами, то вблизи поверхности будет накапливаться плутоний. Со временем концентрация плутония может достичь критической величины, и тогда система может стать способной к саморазмножению. Нейтроны, вылетающие из зоны реакции, захватываются последующими слоями урана; в них также накапливается плутоний. При определенных условиях активная зона перемещается и плутоний накапливается в следующих слоях. В результате возникает стационарная волна, во фронте которой уран перерабатывается в плутоний за счет нейтронов деления.

В [89, 90] отмечалось, что реализация такого режима в реакторе обеспечивает его внутреннюю безопасность. В работе Теллера [91] представлена концепция быстрого реактора, работающего в саморегулируемом режиме на ториевом топливе на глубине 100 м под землей в течение 30 лет без непосредственного участия человека. Эксплуатация такого реактора практически совершенно безопасна. Фактически Теллер использовал и применил идею Феоктисова к ториевому реактору.

В работах [92–95] предложены новые модели, направленные на разработку перспективного быстрого реактора. С помощью математического моделирования показано, что период реактора, работающего в саморегулируемом

режиме, достигает 11 суток, в то время как в обычных реакторах — нескольких минут (период реактора — это время, за которое мощность возрастает в e раз). В частности, в работах [92, 93] предложена модель реактора на металлическом топливе и показано, что при отсутствии управления мощность реактора за два года изменяется на 2,5 %. Хотя авторы [90, 92, 93] ссылаются на Феоктистова, но в их работах автоволна делений плутония не образуется и рассмотренные реакторы не являются стационарными, так как их мощность без регулирования изменяется со временем. Возможно, это связано с геометрическими эффектами или с выбором начальных условий. В работах харьковской группы [94–96] показана возможность зарождения и распространения волны ядерного горения в критическом реакторе на быстрых нейтронах с металлическим U–Pu-топливом. Расчеты показали, что такой реактор в течение длительного времени (годы) автоматически поддерживается в состоянии, близком к критическому, благодаря наличию внутренней обратной связи по реактивности, которая обеспечивает стабильное распространение волны горения. В частности, кампания цилиндрического реактора с радиусом 100,5 см и длиной 500 см длится приблизительно 15 лет, при этом после выхода реактора на стационарную стадию распространения волны ядерного горения скорость движения ее фронта составляет примерно 25 см в год (см. [96]). Проведенный анализ показал устойчивость рассматриваемого режима горения по отношению к возмущениям нейтронного потока в реакторе (см., например, рис. 9 из [94]).

Режим стационарной автоволны является наиболее интересным, поэтому следует проанализировать условия его возникновения сначала на основе упрощенных уравнений, а потом перейти к более реальным математическим моделям. Одна из таких упрощенных моделей рассматривается в цикле работ [97–99]. В отличие от [88], где анализируется система четырех уравнений для концентраций нейтронов (в односкоростном приближении), урана-238, плутония-239 и промежуточного нуклида-239, в этих работах рассматривается только одно уравнение для плотности потока нейтронов ϕ , а изменения концентраций нуклидов в волне учитываются модельной квадратичной зависимостью коэффициента размножения $k_\infty(x)$ от флюэнса нейтронов

$\Psi(x, t) = \int_0^t \phi(x, t') dt'$ согласно уравнению:

$$L_0^2 \frac{d^2 \phi}{d\xi^2} + [k_\infty(\Psi) - 1 + \gamma\phi] \phi = 0,$$

где $\xi = x - ut$ — волновая переменная; L_0 — длина диффузии нейтронов; γ — мощностной коэффициент реактивности, описывающий обратные связи с другими подсистемами реактора; $k_\infty = k_{\max} + (k_0 - k_{\max}) \left[\frac{\Psi}{\Psi_m} - 1 \right]^2$.

Такое приближение можно оправдать, если разложить зависимость концентрации плутония от волновой переменной в ряд вблизи максимума и ограничиться квадратичными членами. В результате решение полученного уравнения имеет хорошо известный вид диффузионного солитона $\phi(\xi) = \phi_m \operatorname{sech}^2(\alpha\xi)$, и в работах [97,98] исследуется влияние на решение мощностных обратных связей, отклонений от параболичности, способов инициации волны, а в работе [99] рассматривается влияние поперечных утечек (весь анализ в [97–99] проводится в одномерном случае).

Система четырех уравнений [88] значительно сложнее для аналитического исследования, не говоря о полной математической модели процесса с учетом зависимости потока нейтронов от энергии, запаздывающих нейтронов, продуктов деления, возможных температурных обратных связей и т.д. Однако модель [88] также позволяет несколько продвинуться в аналитическом исследовании процесса. По нашему мнению, на данном этапе нашего понимания процесса очень важным является доказательство самого существования автоволнового режима, причем с использованием как можно более полных математических моделей. При этом речь пока не идет о конструктивном воплощении данного режима и, естественно, очень важные для быстрых реакторов технические детали вообще не обсуждаются. Хотя уже существуют работы [100,101], в которых рассчитывается данный режим в реальных реакторах.

Вопрос о стабилизации такой волны требует отдельного рассмотрения, поскольку даже простые качественные рассуждения показывают, что в некоторых условиях волна может быть нестабильной. Действительно, при подсветке цилиндра с торца однородным потоком нейтронов плутоний будет распределен в приповерхностном слое практически однородно по радиусу. При достижении критического состояния плотность потока нейтронов, а значит, и концентрация плутония в соседнем слое будут иметь максимум в центре цилиндра и спадать к боковой поверхности вследствие утечки нейтронов через боковую поверхность. При движении такой волны через цилиндр возможны две ситуации: пройдя некоторое расстояние, волна собирается в точку и исчезает; радиус цилиндра достаточно большой (во всяком случае, больше $2l_a$, где l_a — длина свободного пробега нейтрона), и через некоторое расстояние волна стабилизируется с почти плоским профилем концентрации плутония в центре цилиндра и резким спадом к боковой поверхности. Численные трехмерные расчеты [107] подтверждают эти качественные рассуждения.

Качественный анализ упрощенной системы уравнений показывает [103], что существование автоволнового решения существенно зависит от соотношения сечений различных нуклидов, участвующих в реакциях во фронте волны, а также от значений критической концентрации плутония, которая определяется не только потоком нейтронов во фронте волны, но и различными поглотителями, присутствующими в реакторе. Это хорошо видно из рис. 30,

где для сравнения приведены два графика изменения концентраций при одних и тех же значениях параметров W (безразмерная скорость волны), $b = \sigma_a^9 / \sigma_a^8$ и $\gamma = \sigma_a^{Pu} / \sigma_a^8$ (σ_a^i — сечения поглощения урана-238, плутония-239 и «эффективного» нуклида-239), но разных n_{cr} . Незначительное отклонение n_{cr} от значения, которое задавалось на рис. 30, *а*, приводит к исчезновению волнового режима на рис. 30, *б*, на котором хорошо видно возрастание нейтронной плотности, что может трактоваться как разгон реактора.

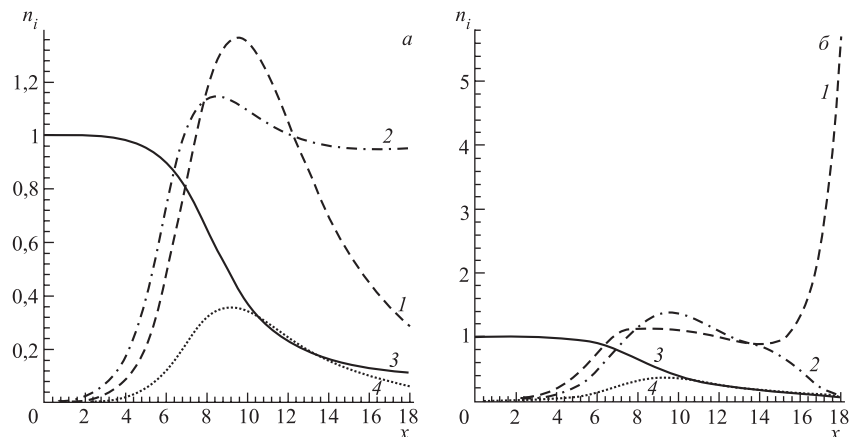


Рис. 30. Зависимость безразмерных концентраций n , n_{Pu} , n_8 , n_9 (кривые 1–4 соответственно) от безразмерной волновой переменной x . $W = 3$, $\gamma = 10$, $b = 1$. Волна распространяется при *а*) $n_{cr} = 0,0234311$. Наименьшее изменение n_{cr} приводит к исчезновению волны *б*) $n_{cr} = 0,02344$

Полученные результаты позволяют сделать некоторые выводы. Во-первых, перед проведением громоздких численных расчетов в многогрупповом приближении с учетом большого числа нуклидов в реальной геометрии необходимо проводить исследование такой системы на устойчивость автоволнового решения. Во-вторых, устойчивость автоволны существенно зависит от геометрии и от параметров задачи (соотношения между сечениями). В-третьих, численные расчеты реальных систем следует проводить с максимально возможной точностью, поскольку такие расчеты требуют пересчета сечений на каждом шаге, а соотношение между сечениями определяет устойчивость волны.

Исследование устойчивости системы параболических уравнений представляет собой достаточно сложную задачу, в общем виде до сих пор не решенную. Однако в некоторых частных случаях можно применить методы, развитые в теории химического горения [104]. Так, в случае равенства коэффициентов диффузии компонент, принимающих участие в реакции (для

нашего случая — это равенство нулю коэффициента диффузии нейтронов), можно показать, что волновое решение является устойчивым в быстром уран-плутониевом реакторе в плоской геометрии. Более сложные случаи требуют дальнейшего исследования.

В заключение данного раздела можно попытаться дать ответ на основной вопрос: может ли быть безопасной ядерная энергетика? Считаем, что ядерная энергетика может быть не менее безопасной, чем любые энергонапряженные технологии. Более того, ядерная энергетика может быть и должна быть более безопасной, чем другие энергогенерирующие технологии, поскольку цена вопроса неизмеримо выше. Эта цена выливается в огромные средства именно для Украины вследствие чернойбыльской аварии. Инновационные подходы, рассмотренные выше, позволяют решить и другие проблемы атомной энергетики — конкурентоспособность и проблему ядерных отходов. И если человечество не придумает способов производства электроэнергии без наработки радиоактивности, то оно будет вынуждено пользоваться ядерной энергией в ближайшие десятилетия.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рамки данного обзора не позволили нам уделить внимание ряду важных вопросов ядерной энергетики. Упомянем о них вкратце.

Создание замкнутого топливного цикла предполагает наличие двух важнейших технологий — изотопного обогащения урана и радиохимического производства по переработке отработанного ядерного топлива. В проекте создания собственного производства топливных сборок для АЭС Украины предполагалось, что обогащение урана будет производиться на российских заводах, а топливные таблетки будут изготавливаться в Казахстане. Вообще говоря, достижение энергетической независимости предполагает наличие всех этапов производства топлива внутри страны, и, конечно же, вопрос о строительстве завода по изотопному обогащению урана рассматривался при разработке проекта производства ядерного топлива в Украине, причем было принято решение не строить такой завод. По нашему мнению, строительство завода по изотопному обогащению урана на основе традиционных технологий (центрифужная или газодиффузионная), действительно, нецелесообразно.

Однако в последние двадцать лет в мире интенсивно развивались технологии лазерного обогащения урана, которые считаются более дешевыми и более эффективными, поскольку обогащенное топливо можно получить в однокаскадном процессе (в отличие от традиционных технологий, где требуются тысячи каскадов). Уже в начале 90-х гг. прошлого столетия в США было получено около 1000 кг обогащенного урана на опытно-промышленной установке на основе метода AVLIS (Atom Vapor Laser Isotope Separation).

Существуют также методы лазерного обогащения на молекулярных пучках (MOVLIS) и лазерно-химические методы. Поэтому одним из пунктов стратегии развития атомной энергетики в Украине может быть развитие технологии лазерного обогащения и ее внедрение в производство в случае значительного удорожания обогащенного урана.

Как уже отмечалось, при обращении с отработанным ядерным топливом в Украине принята стратегия «отложенного решения», т.е. строительство централизованного сухого хранилища ОЯТ, в дальнейшем возможно развитие собственного радиохимического производства. При этом использование известных технологий типа методов экстракции растворителями также, вероятно, нецелесообразно. В качестве альтернативы стоит рассмотреть достаточно проработанные петербургскими учеными фторидные технологии.

Еще один интересный вопрос, требующий отдельного рассмотрения, — антинейтринная диагностика ядерных реакторов. Антинейтрино — уникальная частица, обладающая чрезвычайно малым сечением взаимодействия с ядрами вещества, поэтому она практически без помех может донести до детектора информацию о процессах внутри реактора. Использование нескольких детекторов антинейтрино и корреляционных методик может позволить в принципе осуществить дистанционную томографию реактора для определения в режиме «on-line» локального энерговыделения и выгорания топлива. Впервые идея об использовании антинейтрино для дистанционной диагностики внутриядерных процессов была высказана в 1975 г. сотрудниками ИАЭ им. И. В. Курчатова А. Боровым и Л. Микаэляном [105]. В 1983 г. на Ровенской АЭС [106] была создана лаборатория ИАЭ им. И. В. Курчатова, в которой были проведены первые эксперименты по детектированию антинейтрино и измерению их спектров. Такие эксперименты позволяют исследовать также свойства самих антинейтрино (нейтринные осцилляции, оценки массы нейтрино). Заинтересованного читателя можно отослать к выходящей в настоящее время монографии [107]. Любопытно отметить, что антинейтринные измерения, проводимые на больших детекторах (KamLAND [108]), могут позволить восстановить распределение радиоактивных элементов в Земле и дать дополнительные свидетельства существования ядерного «реактора» на границе жидкого и твердого ядра Земли, работающего, вероятно, на принципе медленной волны ядерного горения [109].

К сожалению, последствия перестройки оказались губительными для лаборатории на Ровенской АЭС. Не успев проработать и 10 лет, лаборатория с обретением Украиной независимости лишилась финансирования. Оборудование было разворовано или пришло в негодность. Попытки возродить лабораторию к положительным результатам пока не привели.

В заключение данного обзора перечислим основные его выводы.

1. Ядерная энергетика, несомненно, остается одним из основных источников энергии. Ее эффективность будет зависеть от различных обстоятельств

и, прежде всего, от рентабельности. Повышение требований к безопасности АЭС приводит к удорожанию их продукции. Это удорожание в будущем может быть скомпенсировано появлением новых, более безопасных реакторов.

2. К таким мы относим, в первую очередь, подкритические реакторы, управляемые ускорителями заряженных частиц (ADS). Другим перспективным направлением в создании реакторов будущего является реактор Феоктистова. До его практического применения, однако, предстоит решить еще ряд принципиальных проблем.

Напомним, что удельный вес АЭС в энергетике Украины — один из самых высоких в мире, и руководство страны намерено сохранить и даже увеличить долю АЭС и в дальнейшем. Более того, в Украине имеются все предпосылки для создания замкнутого ядерного цикла. Возможность его реализации, однако, зависит от многих обстоятельств, прежде всего, от политической воли руководства страны.

Авторы выражают благодарность В. Д. Русову, Ю. А. Ситенко, С. П. Фомину, В. Н. Швецову и Н. Ф. Шульге за полезные обсуждения вопросов, затронутых в обзоре.

Данная работа частично поддержана целевой программой НАН Украины «Фундаментальные свойства физических систем в экстремальных условиях».

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Петросьянц А. М. // Поздравления и научные доклады к 40-летию ОИЯИ. Дубна, 1996. С. 70–75; Дубна — остров стабильности / Под ред. В. Г. Кадышевского, А. Н. Сисакяна и Ц. Вылова. 2006. С. 37–40.
2. Толстов К. Д. Препринт ОИЯИ Р3-90-583. Дубна, 1990; Препринт ОИЯИ 18-92-303. Дубна, 1992.
3. Shvetsov V. N. et al. // AccApp-05, Venice, 2005; Gudowski W. et al. // Ibid.
4. Барашенков В. С. // ЭЧАЯ. 1978. Т. 9. С. 781.
5. Герасимов А. С., Киселев Г. В. // ЭЧАЯ. 2001. Т. 32. С. 143.
6. Бззунни С. А. и др. // ЭЧАЯ. 2003. Т. 34. С. 977.
7. Физическая энциклопедия / Гл. ред. А. М. Прохоров. М.: Сов. энцикл., 1988.
8. Физический энциклопедический словарь / Гл. ред. А. М. Прохоров. М.: Сов. энцикл., 1984.
9. Фриш О., Уилер Дж. Открытие деления ядер // УФН. 1968. Т. 96. С. 697.
10. Уилер Дж. Механизм деления ядер // Там же. С. 708.
11. Strutinsky V. M. // Nucl. Phys. A. 1967. V. 95. P. 420.
12. Струтинский В. М. // Природа. 1976. № 9.
13. Nilsson S. G. et al. // Nucl. Phys. A. 1968. V. 115. P. 545; Nilsson S. G. et al. // Nucl. Phys. A. 1969. V. 131. P. 1, and earlier references therein.
14. Айзенберг И., Грайнер В. Микроскопическая теория ядра. М., 1976. Разд. 10.5.

15. Широков Ю. М., Юдин Н. П. Ядерная физика. М., 1980. 728 с.
16. Критические параметры делящихся материалов и ядерная безопасность: Справ. М.: Энергоатомиздат, 1984. 176 с.
17. Тяньшина А. В. Основатели харьковских научных школ в физике. Киев: Академперіодика, 2005 (на укр. яз.).
18. Ахиезер А. И. Очерки и воспоминания / Под ред. В. Г. Барьяхтара. Харьков: ХФТИ; Факт, 2003.
19. Fomin S. P. et al. // Nuclear Science and Safety in Europe / Ed. by T. Cechak, L. Jenkovszky and Iu. Karpenko. Springer, 2006. P. 239.
20. Бондаренко В. Д. // УФН. 2001. Т. 171, № 8. С. 886.
21. Babenko V. et al. Nuclear Safety of the Destroyed 4th Unit of Chernobyl NPP: Multiplying Properties and Neutron Characteristics of Fuel-Containing Masses // Nucl. Data for Sci. and Technology. Bologna, 1997. V. 59. P. 1164–1167.
22. Babenko V. et al. Nuclear Safety of the Destroyed 4th Unit of Chernobyl NPP: Multiplying Properties and Neutron Characteristics of Fuel-Containing Masses // Proc. of the 3rd Conf. «GLOBAL-97», Yokohama, Japan, Oct. 6–10, 1997.
23. Верцимаха О. Я. и др. Некоторые вопросы ядерной безопасности объекта «Укрытие» // Ядерная радиационная безопасность. 1999. Т. 2. С. 314.
24. Babenko V. A. et al. Fuel-Containing Masses of Chernobyl Unit 4: Multiplying Properties and Neutron Characteristics // Nucl. Sci. Eng. 1999. V. 133. P. 301–313.
25. 20 лет Чернобыльской катастрофы. Взгляд в будущее: Нац. докл. Украины. Киев: Атика, 2006. 232 с.
26. Belozorov D. P., Davydov D. P. Current State and the Future of Nuclear Energy // Nuclear Science and Safety in Europe / Eds. T. Cechak, L. Jenkovszky and Iu. Karpenko. Springer, 2006. P. 217–236.
27. Underhill D. H. Uranium: Part I. Survey of Natural Resources, World Energy Council, London. <http://www.worldenergy.org/wec-geis/publications/reports/ser/uranium/uranium.asp>
28. Uranium Production Figures, 1995–2003. Information and Issue Briefs, World Nuclear Association. 2004. <http://www.world-nuclear.org/info/uprod.htm>
29. Advanced Nuclear Power Reactors. UIC Nuclear Issues Briefing Paper #16, Uranium Information Centre. 2005. <http://www.uic.com.au/nip16.htm>
30. Supply of Uranium. Information and Issue Briefs, World Nuclear Association. 2004. <http://www.world-nuclear.org/info/inf75.htm>
31. Uranium Markets. Information and Issue Briefs, World Nuclear Association. 2004. <http://www.world-nuclear.org/info/info/inf22.htm>
32. Ядерная энергетика. Обращение с отработанным ядерным топливом и радиоактивными отходами / Под ред. И. М. Неклюдова. Киев: Наук. думка, 2006.
33. Кривоблоцька Т. С. Екологія. Людина. Суспільство // IX Міжнар. науково-практична конф. студентів, аспірантів та молодих вчених: Збірка тез доповідей, Київ, 17–19 травня 2006 г. С. 94.
34. INSAG-7 The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1. A Report by the International Nuclear Safety Advisory Group. International Atomic Energy Agency. Vienna, 1992. 136 p.
35. Литвиненко О. А. и др. Некоторые представления о возможной причине аварии на ЧАЭС в 1986 г. Препринт МНТЦ «Укрытие» 98-9. Чернобыль, 1998. 12 с.

36. *Холоша В. И. и др.* // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2001. Вып. 7. С. 3.
37. USSR State Committee on the Utilization of Atomic Energy — The Accident at the Chernobyl NPP and Its Consequences // IAEA Post Accident Meeting, Vienna, Aug. 25–29, 1986.
38. *Боровой А. А.* Выброс ядерного топлива и продуктов деления из реактора 4-го блока ЧАЭС при аварии // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2001. Вып. 7. С. 130–140.
39. *Borovoi A. A.* Fission Products and Transuranic Release during Chernobyl Accident // Intern. Conf. «The Fission of Nuclei — 50 Years». L., 1989.
40. *Sich A. R.* The Chernobyl Accident Revisited. Part 3: Chernobyl Source Term Release Dynamics // Nucl. Safety. 1995. V. 36, No. 2.
41. *Devel I., Guntay S., Powers D. A.* The Chernobyl Reactor Accident Source Term. OCDE/GD(96)12. Paris, 1996.
42. *Иванов Ю. А.* Радиоэкологическое обоснование долгосрочного прогнозирования радиационной обстановки на сельскохозяйственных угодьях в случае крупных ядерных аварий (на примере аварии на Чернобыльской АЭС). Автореф. дис... д-ра биол. наук. Киев, 1997.
43. *Лихтарев И. А., Ковган Л. Н., Васильев А. Ю.* // Бюл. «Авария на Чернобыльской АЭС. Радиологический мониторинг, клинические проблемы, социально-психологические аспекты, демографическая ситуация, низкие дозы радиации». УНЦРМ, 1992. Т. 1, вып. 2. С. 48–83.
44. *Гродзинський Д. М.* Радіобіологія. Киев: Либідь, 2000. 448 с.
45. *Гофман Дж.* Чернобыльская авария: радиационные последствия для настоящего и будущего поколений. Минск: Выш. шк., 1994.
46. The Shelter Current Safety Analysis and Situation Development Forecasts (Updated Version). Tasis, 1998.
47. *Пазухин Э. М.* Лавообразные топливосодержащие массы 4-го блока Чернобыльской АЭС: топография, физико-химические свойства, сценарий образования // Радиохимия. 1994. Т. 36, вып. 2. С. 97–142.
48. *Жидков А. В.* Топливосодержащие материалы объекта «Укрытие» сегодня: актуальные физические свойства и возможности прогнозирования их состояния // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2001. Вып. 7. С. 23–40.
49. *Пазухин Э. М.* Выгорание и изотопный состав ядерного топлива в лавах 4-го блока Чернобыльской АЭС. Препринт № 00-8 МНТЦ «Укрытие». Чернобыль, 2001. 12 с.
50. *Пазухин Э. М.* Некоторые ядерно-физические характеристики топлива 4-го блока Чернобыльской АЭС // Проблемы Чернобыля. Чернобыль, 2001. Вып. 7. С. 149–158.
51. *Богатов С. А. и др.* Проблема воды в объекте «Укрытие». Препринт № 99-5 МНТЦ «Укрытие». Чернобыль, 1999. 27 с.
52. *Ольховик Ю. А., Бондаренко Г. Н.* Региональные и геохимические оценки выброса ЧАЭС, включая «горячие» частицы // Чернобыльская авария. Киев, 1995. С. 203.
53. *Боровой А. А., Лагуненко А. С., Пазухин Э. М.* Подапаратное помещение 305/2 4-го блока Чернобыльской АЭС: его состояние, оценка количества топлива. Препринт № 97-7 МНТЦ «Укрытие». Чернобыль, 1997. 12 с.
54. Ядерная и радиационная безопасность при работах на «Укрытии»: Отчет. МНТЦ «Укрытие» Нац. Академии наук Украины. Архивн. № 3173. Чернобыль, 1993.
55. Оценка предложений и рекомендаций по мониторингу и диагностике размножающих свойств ЛТСМ объекта «Укрытие» Чернобыльской АЭС: Отчет. МНТЦ «Укрытие» Нац. Академии наук Украины. Архивн. № 3234. Чернобыль, 1993.

56. Техническое обоснование ядерной безопасности объекта «Укрытие»: Отчет. ИАЭ им. И. В. Курчатова. М., 1990.
57. *Бабенко В. А. и др.* Модели распределения плотности потока нейтронов в объеме топливосодержащих материалов в помещении 305/2 объекта «Укрытие» // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля. 2005. Вып. 2. С. 55–60.
58. *Лебедев Г. В., Шикалов В. Ф.* Измерения подкритичности топливосодержащих масс «Укрытие». Препринт ИАЭ им. И. В. Курчатова № 5876/5. М., 1995. 24 с.
59. *Urig R.* Statistical Methods in the Nuclear Reactor Physics. Univ. of Florida. N. Y.: Ronald Press Co., 1973. 400 p.
60. *Efimenko E. F., Magajev V. K., Dulin V. A.* Using the Fission Chamber with ^{252}Cf Layer in Some Physical Measurements // At. Energy. 1995. V. 79, No.1.
61. *Doolin V., Mozhaev V.* Method of Fission Chamber Efficiency Determination Using Uncorrelated Neutron Background Measurement // Nucl. Instr. Meth. 1972. V. 105. P. 277–283.
62. *Shekod'ko A. G.* The Spontaneous Neutron Bursts as a Source to Reactivity Determination by the Pulse Neutron Methods // At. Energy. 1997. V. 83, No.2.
63. *Doolin V., Matveenko I. P., Mikhailov G. M.* The Using of the Model of Two Group of the Prompt Neutrons to Analysis of Measurements of β_{eff} by the α -Rossy Method // At. Energy. 1996. V. 80, No. 1.
64. *Бадковский В. П. и др.* Развитие методов шумовой диагностики скоплений ядерноопасных делящихся материалов объекта «Укрытие» // Проблемы Чернобыля. 2002. Вып. 9. С. 76.
65. *Ключников А. А. и др.* Разработка методики измерения эффективного коэффициента размножения скоплений топливосодержащих материалов на основе методов шумовой диагностики // Там же. Вып. 12. С. 154.
66. *Ключников А. А. и др.* Адаптация методики статистических измерений подкритичности к условиям объекта «Укрытие» // Там же. Вып. 13. С. 33.
67. *Ключников А. А. и др.* Статистические измерения константы спада мгновенных нейтронов в хранилище отработанного ядерного топлива // Проблемы безопасности атомных электростанций и Чернобыля. 2004. Вып. 1. С. 118.
68. Анализ текущей безопасности объекта «Укрытие» и прогнозные оценки развития ситуации: Отчет. МНТЦ «Укрытие». Архивн. № 38366. Чернобыль, 2001. 337 с.
69. Nuclear Power Reactors in the World. Vienna: IAEA, 2006.
70. *Лестер Р. К.* // В мире науки. 1986. Вып. 5. С. 4.
71. *Lewis W.* Report AECL-968. 1952.
72. AEC Research and Development Report, Facilities for Electronuclear (MTA) Program. Report LWS-24736. 1953.
73. *Gibson W. A. et al.* ORNL-3940. Electronuclear Division. Annual Progress Report. 1965. P. 110.
74. *Carminati F. et al.* Report CERN-AT-93-47(ET). 1993.
75. *Bowman C. D. et al.* // Nucl. Instr. Meth. A. 1992. V. 320. P. 336.
76. *Furukawa K. et al.* // Japan–US Seminar on Thorium Fuel Reactors, Nara, Japan, Oct. 1982.
77. *Bowman Charles D.* // Ann. Rev. Nucl. Part. Sci. 1998. V. 48. P. 505.
78. *Применко Г. И. и др.* 14 МэВ нейтроны — пути увеличения выхода нейтронов и стабильности его во времени // Изв. вузов. Физика. 1988. Т. 31, № 5. С. 17–31.
79. *Verbeke J. M., Leung K. N., Vujic J.* Development of a Sealed-Accelerator-Tube Neutron Generator // Applied Radiation and Isotopes. 2000. V. 53. P. 801–809.

80. Daniel H., Petrov Yu. V. Subcritical Fission Reactor Driven by the Low Power Accelerator // Nucl. Instr. Meth. A. 1996. V. 373. P. 131.
81. Эйвери Р. // Вторая междунар. конф. по мирному использованию атомной энергии «Физика ядерных реакторов». 1959. Т. 3. С. 321–340.
82. Колесов В. Ф., Гужовский Б. Я. // АЭ. 1994. Т. 76, вып. 1. С. 71.
83. Бабенко В. А. и др. О подкритическом нейтронном усилителе на основе обогащенного урана // Вопр. атомной науки и техники. Сер. «Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение». 2002. № 6. С. 13–48.
84. Babenko V. A. et al. Study of One-Zone Subcritical Amplifiers of Neutron Flux Involving Enriched Uranium // Problems of At. Sci. and Technol. 2005. No. 6. P. 122–126.
85. Бабенко В. А. и др. // Материалы междунар. конф. «Исследовательские реакторы в XXI веке». М., 2006.
86. Kyavitskaya H. I. et al. // Nuclear Science and Safety in Europe / Ed. by T. Cechak, L. Jenkovszky and Iu. Karpenko. Springer, 2006. P. 265.
87. Ворожцов С. Б., Шакур Н. Г. Препринт ОИЯИ Р9-83-658. Дубна, 1983.
88. Феоктистов Л. П. Нейтронно-делительная волна // Докл. АН СССР. 1989. Т. 309. С. 4.
89. Феоктистов Л. П. Безопасность — ключевой момент возрождения ядерной энергетики // УФН. 1993. № 8. С. 89–102.
90. Гольдин В. Я., Троицев Ю. В., Пестрякова Г. А. Об управлении реактором на быстрых нейтронах в саморегулируемом режиме 2-го рода // Докл. РАН. 1999. Т. 369, № 2. С. 170–172.
91. Teller E. Nuclear Energy for the Third Millenium. Preprint UCRL-JC-129547, LLNL. 1997.
92. Гольдин В. Я., Анистратов Д. Ю. Реактор на быстрых нейтронах в саморегулируемом нейтронно-ядерном режиме // Матем. моделирование. 1995. Т. 7, № 10. С. 12–32.
93. Гольдин В. Я. и др. // АЭ. 2003. Т. 94, вып. 3.
94. Fomin S. et al. // Ann. of Nucl. Energy. 2005. V. 32. P. 1435–1456.
95. Fomin S. et al. // Problems of At. Sci. Technol. Ser. Nucl. Phys. Invest. 2005. V. 45, No. 6. P. 106–113.
96. Fomin S. P. et al. // Initiation and Propagation of Nuclear Burning Wave in Fast Reactor: Abstr. of the Second COE-INES Intern. Symp. Innovative Nuclear Energy Systems for Sustainable Development of the World, Yokohama, Japan, Nov. 26–30, 2006. P. 34; Progress in Nucl. Energy (submitted).
97. van Dam H. // Ann. Nucl. Energy. 2000. V. 27. P. 1505–1521.
98. van Dam H. // Ann. Nucl. Energy. 2003. V. 30.
99. Xue-Nong Chen, Mashek W. // Ann. Nucl. Energy. 2005. V. 32. P. 1377–1390.
100. Sekimoto H., Ryu K. // Proc. ICENES'2000, Sept. 25–28, 2000. Paper 013.
101. Sekimoto H., Ryu K., Yoshimura Y. // Nucl. Sci. Technol. 2001. V. 139. P. 306–317.
102. Rusov V. D. et al. 3-D Modeling of Kinetics of Quick Reactor of L. P. Feoktistov // Abstr. of the Intern. Conf. NPAE. Kyiv, 2006.
103. Pavlovich V. M. et al. Slow Nuclear Fission Wave Reactor // Проблеми безпеки АЕС та Чорнобля. 2006. Вип. 6. С. 818.
104. Volpert A. I., Volpert Vit. A., Volpert Vl. A. Traveling Wave Solutions of Parabolic Systems // Am. Math. Society. Providence, R. I., 2001. 410 p.

105. *Боровой А. А., Микаэлян Л. А.* О нейтринной диагностике внутриреакторных процессов. Препринт ИАЭ-2546. М., 1975.
106. *Боровой А. А., Микаэлян Л. А.* Нейтринная лаборатория на АЭС // АЭ. 1983. Т. 54, вып. 2. С. 143–144.
107. *Русов В. Д., Тарасов В. А., Литвинов Д. А.* Физика реакторных антинейтрино. М.: УРСС, 2007.
108. *Araki T. et al.* Experimental Investigation of Geologically Produced Antineutrinos with KamLAND // Nature. 2005. V. 436. P. 499–503.
109. *Rusov V. D. et al.* Geoantineutrino Spectrum and Slow Nuclear Burning on the Boundary of the Liquid and Solid Phases of the Earth's Core // J. Geophys. Res. 2007. V. 112, No. B9. P. B09203.