

ISSN 0205—4671

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ:

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

1

2012

НАЦИОНАЛЬНЫЙ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЙ ЦЕНТР “КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

В О П Р О С Ы А Т О М Н О Й Н А У К И И Т Е Х Н И К И

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ:

Ф И З И К А Я Д Е Р Н Ы Х Р Е А К Т О Р О В

ИЗДАЁТСЯ с 1989 г.

ВЫПУСК 1

Ф И З И К А И М Е Т О Д Ы Р А С Ч Ё Т А
Я Д Е Р Н Ы Х Р Е А К Т О Р О В

ИЗДАЁТСЯ с 1981 г.

МОСКВА – 2012

Выпуск "Физика и методы расчёта ядерных реакторов" Серии "Физика ядерных реакторов" подготавливается Национальным исследовательским центром "Курчатовский институт".
Подписной индекс 32067 с 2010 г. в каталоге "Газеты. Журналы" ОАО Агентство "Роспечать".

Статьи из сборника "ВАНТ. Серия: Физика ядерных реакторов" публикуются в переводе на английский язык в специальных выпусках "Voprosy Atomnoi Nauki i Tekhniki. Seriya: Fizika Yadernykh Reaktorov" журнала "Physics of Atomic Nuclei" (перевод Российского журнала "Ядерная физика"), издаваемого PLEIADES PUBLISHING и распространяемого издательством Springer (ISSN: 1063-7788).

Сборник "Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов" включен в Перечень ведущих изданий Высшей аттестационной комиссии.

Статьи, поступающие в редакцию, рецензируются. При перепечатке и цитировании ссылка на сборник ВАНТ обязательна. Перепечатка материалов допускается только с письменного разрешения редакции.

Редакционная коллегия серии:

главный редактор – Ю.М. Семченков (НИЦ "Курчатовский институт");
заместители главного редактора – С.М. Зарицкий (НИЦ "Курчатовский институт"),
В.Ф. Колесов (ФГУП "РФЯЦ-ВНИИЭФ"), А.Е. Крошили (ОАО "ВНИИАЭС"),
В.В. Пчелин (НИЦ "Курчатовский институт");
ответственный секретарь – Е.А. Старостина (НИЦ "Курчатовский институт");
члены редколлегии – П.Н. Алексеев, Е.В. Бурлаков, А.Ю. Гагаринский,
М.П. Лизоркин, В.Д. Павлов, Я.И. Штромбах (НИЦ "Курчатовский институт").

В выпусках "Физика и методы расчёта ядерных реакторов" публикуются материалы по следующим вопросам:

- математические проблемы теории переноса и теории реакторов;
- теория и методы расчёта ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- проблемы обеспечения расчётных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;
- расчётные исследования по физике ядерных реакторов, бланкетов термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- экспериментальные методы и экспериментальные исследования по физике ядерных реакторов и в перечисленных смежных областях;
- общие проблемы ядерной энергетики.

Материалы для опубликования следует направлять в НИЦ "Курчатовский институт" на имя главного редактора серии.

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

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

Безопасность использования атомной (ядерной) энергии (ядерная безопасность)

В.А. Сидоренко,

член-корреспондент Российской академии наук,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 20.09.2011 г.

Излагается установившаяся концепция обеспечения безопасности ядерных источников энергии; рассматриваются влияние тяжёлых аварий на развитие ядерной энергетики, в том числе аварии на японской АЭС в 2011 г., и роль государственного регулирования ядерной безопасности.

Ключевые слова: ядерная безопасность, тяжёлые аварии, государственное регулирование.

Safety of Atomic (Nuclear) Power Use (Nuclear Safety). *V.A. Sidorenko, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.*

The established concept of safety ensuring for nuclear power sources is presented; the influence of severe accidents on nuclear power development is considered including the accident at Japan NPP in 2011 as well as the role of state regulation of nuclear safety.

Key Words: Nuclear Safety, Severe Accidents, State Regulation.

Введение

Любая энергетическая технология обладает определённой опасностью, т.е. возможностью вредного воздействия на человека и окружающую среду, несёт в себе угрозы здоровью и жизни эксплуатационного персонала и населения. Наряду с опасностями других технологий ядерная технология обладает специфической опасностью, обуславливающей особый подход к обеспечению безопасности её использования.

При этом имеются в виду все виды ядерной технологии и применяемые технологические процессы (исключая, естественно, использование ядерного оружия по его прямому назначению).

Специфической опасностью использования атомной энергии (ядерной технологии) являются ядерное излучение различных видов (гамма, бета, альфа, нейтронов) и возможность большого неуправляемого выделения энергии в ядерных установках, применяющих делящиеся ядерные материалы.

Помимо этих двух объективных факторов, обусловивших особый подход к формированию технической политики, обеспечивающей безопасность использования атомной энергии, в том числе и ядерной

энергетики, существует и ряд других причин, потребовавших особых подходов к нормативно-правовому регулированию использования атомной энергии во всём мировом сообществе.

Обострённое внимание и беспокойность населения опасностью использования атомной энергии определяются, с одной стороны, исторически произошедшей демонстрацией последствий применения ядерного оружия и, с другой стороны, уникально высокой возможностью средств обнаружения ядерного излучения, несравнимой с возможностями фиксации опасных факторов в других технологиях, а также нечувствительностью к ним естественных органов чувств человека.

Эти обстоятельства привели к тому, что в практической деятельности установлен несоизмеримо больший разрыв между опасными для здоровья и узаконенными предельно допустимыми значениями количественных показателей опасности в ядерной области по сравнению со всеми другими технологиями. Это усиливает опасения и отрицательное отношение населения к этой технологии.

Ещё одной важной причиной особого внимания и особых подходов к нормативно-правовому регулированию деятельности в

этой области является возможность двойного применения ядерных процессов (гражданского и военного), из-за чего безопасность использования атомной энергии приобретает международный характер. В результате её регулирование развивается как самостоятельная область обеспечения безопасности, отличающаяся в своих подходах от других технологий и технологических опасностей. Это диктует неизбежность того, что правовая и нормативная система обеспечения и регулирования безопасности использования атомной энергии не может следовать традициям и регулироваться системой, действующей применительно к другим технологиям.

В этой связи регулирование безопасности использования атомной энергии (как государственное, так и межгосударственное) становится важнейшим фактором обеспечения безопасности ядерной технологии.

1. Основные понятия и цели

Формируя подходы к обеспечению безопасности ядерной технологии ("философию" или "концепцию" ядерной безопасности), следует разделить прямые факторы опасности (в данном случае – ядерное излучение, сопровождающее технологический процесс) и потенциальную опасность неуправляемого выделения энергии и аварийного распространения радиоактивных веществ, образующихся и накапливающихся во время работы ядерной установки и также являющихся источниками ядерного излучения.

Реализация потенциальной опасности при нарушениях в работе ядерной установки имеет долговременные последствия в виде реальной долговременной опасности радиоактивных веществ.

В соответствии с этим формируются две параллельные линии обеспечения ядерной безопасности: защита от радиации и предотвращение потенциальной опасности.

Первое направление наполняется содержанием вокруг нормативного понятия "радиационная безопасность". Термин радиационная безопасность характеризует

защиту человека и населения от радиации.

Применение термина радиационная безопасность по отношению к ядерной установке обычно также характеризует достаточную защищённость человека от излучения, генерируемого данным объектом.

Второе направление (предотвращение потенциальной опасности ядерной установки) исторически получило различное терминологическое оформление.

По существу в ядерной установке первопричиной и источником опасности являются ядерные процессы, происходящие в установке, а проявляется опасность в форме ядерного излучения, радиации, поэтому следовало бы обеспечение защиты от этой специфической опасности, её предотвращения, называть ядерной безопасностью, что сделано в английской терминологии (nuclear safety).

В российской терминологии, связанной с ядерной технологией, сформировавшейся самостоятельно, исторически под ядерной безопасностью было определено предотвращение самопроизвольной, неконтролируемой цепной реакции деления. Это закреплено также в названиях ведомственных и государственных контролирующих и надзорных органов, названных органами (комитетами) по ядерной безопасности и контролировавших только невозможность самопроизвольной цепной реакции. На это были направлены специально правила ядерной безопасности (ПБЯ). Вопросами контроля излучения и защиты человека от радиации занимались другие структуры, санитарные органы, системы здравоохранения, формировавшие целенаправленную систему норм и правил защиты от радиации, санитарные правила, правила радиационной безопасности.

При формировании в стране единой системы норм и правил в гражданской ядерной энергетике не сочли возможным разрушить сложившийся набор понятий, и для характеристик безопасности ядерной установки стало использоваться сочетание двух терминов: ядерная и радиационная безопасность.

Это порождало и порождает путаницу и

нечёткость в понятиях как в назначении нормативных документов, так и в полномочиях органов надзора и т.п.

В некоторых практических случаях вынуждены идти на дополнительные определения, определения целевой направленности правил и разделение полномочий контролирующих органов. В частности, в санитарных правилах атомных электростанций регулируются и пределы облучения, и технические решения, определяющие характеристики систем безопасности, контролируемые разными надзорными органами.

Проблема терминологии не является второстепенной проблемой. Это подтверждается практикой нормотворчества, в том числе и в области ядерного права. Перманентно и вполне оправданно будируется вопрос о совершенствовании и актуализации правовых и нормативных документов в области использования атомной энергии. В частности, эта задача является предметом обсуждения на регулярно проводимых форумах, посвящённых атомной энергии. В качестве первоочередной задачи в области актуализации атомного права на форуме 2011 г. названа задача создания внутренне согласованной, адекватной содержанию используемых понятий и корректной терминологии.

Примыкает к этой проблеме выбор оптимальной формы правовых актов и нормативных документов. По существующей традиции составления таких документов в начальный раздел документа "термины и определения" выносятся также понятийные определения (например, "ядерная установка", "ядерная безопасность" и т.д.), которые в этом случае берут на себя функции опережающего изложения содержательных положений нормативного документа вне его логической нити и без увязки с другими нормативными положениями, что может приводить к неоднозначности толкований смысла вводимого понятия.

В качестве прецедента противоположного подхода можно назвать действующую версию федерального закона "Об использовании атомной энергии", где смысл термина разъясняется в тексте

статьи, излагающей связанную с этим понятием правовую норму.

Представляется целесообразным применительно к задаче нейтрализации потенциальной опасности ядерного объекта использовать термин "ядерная безопасность".

Обеспечение ядерной безопасности в широком понимании этого термина возможно лишь за счёт нейтрализации всех видов технологических нарушений и тем самым – всех разновидностей технологической опасности: технической (предотвращение разрушения конструкций и оборудования), пожарной (предотвращение и прекращение горения).

Подход к достижению этой цели должен быть в принципе системным; невозможно и недопустимо решать каждую задачу отдельно. Отсюда вытекает и недопустимость разделения областей регулирования и структуры надзорных органов.

Радиационная безопасность ядерной установки во всех эксплуатационных условиях базируется на измеряемых показателях источников ядерного излучения и количественно обоснованной эффективности средств радиационной защиты, составляющих элементы конструкции и сооружений установки.

Мерой приемлемости защитных мер является сопоставление уровней излучения в конкретных местах и конкретных условиях со значениями, допустимыми (безопасными) для человека.

Аналогичным образом ограничиваются эксплуатационными системами очистки от радиоактивных веществ газовые выбросы и жидкие сбросы, поступающие в окружающую среду от ядерной установки. Ограниченные измеряемые количественные значения выходящих вовне радиоактивных веществ сопоставляются с допустимыми (безопасными) их концентрациями во всех природных компонентах.

Достигаемые на практике результаты в нормальных эксплуатационных условиях позволяют ядерным установкам (в первую очередь атомным станциям) претендовать на место наиболее экологически чистых источников энергии.

Объективно существующей проблемой в этом направлении безопасности ядерной установки является ограниченное понимание механизма воздействия излучения на организм и связанная с этим возможная некорректность необходимых количественных значений допустимых уровней излучения и радиоактивного загрязнения. Этим вызывается периодическое изменение значений нормативных ограничений по мере накопления новых знаний.

Консерватизм в установлении нормативных значений обеспечивает определённую надёжность радиационной безопасности и оставляет возможность оптимизации технических решений по мере повышения достоверности медико-биологических знаний.

Безопасность ядерной установки по отношению к потенциальной опасности определяется эффективностью предотвращения аварийных ситуаций, в результате которых радиоактивные вещества могут выйти за границы устройств, в которых протекают управляемые ядерные процессы.

Возможность и характер аварийных ситуаций определяются самыми различными факторами, связанными с характеристиками и конструкцией установок и их обслуживанием, и в ограниченной степени поддаются целенаправленному управлению.

В итоге предотвращение и ослабление потенциальной опасности ядерной установки становятся центральным содержанием задачи обеспечения ядерной безопасности.

Эта цель реализуется в результате выбора принципиальных проектных решений, обеспечением надёжности конструкции установки, условиями эксплуатации, оснащением установки специальными системами и устройствами безопасности, тщательным обслуживанием и контролем. Все эти элементы определяют также содержание и направленность специальных норм и требований ядерной безопасности.

Дополнительные гарантии достижения сформулированных требований безопасности должны давать внешний надзор и контроль в форме системы регулирования ядерной безопасности.

2. Стратегия и пути обеспечения безопасности

В настоящем очерке сосредоточимся на безопасности ядерных энергетических установок и в первую очередь атомных станций.

В соответствии с существом процессов, происходящих в ядерной энергетической установке, и конечной целью — предотвратить опасное радиационное воздействие на человека и загрязнение окружающей природы при отклонениях от нормальной эксплуатации и авариях — ядерная безопасность связана с осуществлением трёх фундаментальных технических функций:

- удержание под контролем цепной реакции деления;
- отвод тепла, выделяющегося в процессах деления ядерного топлива и излучения образовавшихся радиоактивных веществ;
- удержание радиоактивных веществ в пределах соответствующих барьеров.

Для эффективного осуществления каждой из этих функций декларируются два принципа с соответствующей расстановкой приоритетов:

- принцип предотвращения аварий. В обеспечении безопасности первоочередное внимание уделяется предотвращению аварий, особенно тех, которые могли бы привести к серьёзному повреждению активной зоны;
- принцип ослабления аварий. На станции и за её пределами предусмотрены и подготовлены меры по ослаблению, которые могли бы существенно уменьшить выход и последствия аварийного выхода радиоактивных веществ. Эта система мер и средств формирует процесс «управления авариями».

Последовательная реализация этих принципов формирует всеобъемлющую стратегию глубокошелонированной защиты.

Эта стратегия предусматривает наличие в ядерной установке нескольких последовательных барьеров на пути возможного распространения радиоактивных веществ, а также меры и средства для защиты этих барьеров, обеспечивающие их эффективность и формирующие последовательно несколько уровней защиты, ориентированных на выполнение каждой из технических

функций безопасности при возникновении и возможном развитии аварийной ситуации.

Типичная структура защитных барьеров и уровней защиты достаточно чётко представлена в действующих нормах и правилах, регламентирующих ядерную безопасность. С уровнями защиты увязаны требования к системам нормальной эксплуатации, специальным системам безопасности, обеспечивающим эффективное выполнение технических функций безопасности после нарушения нормальных условий, а также средствам управления авариями.

Здесь же следует подчеркнуть, что требования к характеристикам систем безопасности и управления авариями и их практическое исполнение определяются конкретными особенностями ядерной установки, формирующими её исходную опасность.

В иерархии обеспечения ядерной безопасности уменьшение исходной опасности объекта присутствует как важнейшая форма предотвращения аварий на первом уровне защиты (который обычно определяется как предотвращение опасных отклонений от нормальной эксплуатации).

Цель уменьшения исходной опасности объекта достигается оптимальным выбором его конструкции, наличием необходимого комплекса свойств и характеристик. Свойства и характеристики объекта далее определяют возможную эффективность и стоимость защитных средств. В условиях неизменного повышения ожидаемого уровня безопасности (требований ядерной безопасности) и удорожания по этой причине мер безопасности и всей энергетической установки реальные успехи в движении к указанной цели становятся центральной задачей развития технологии.

Происходившие аварии периодически обостряли значимость этого направления; проработка новых энергетических установок для перспективного развития ядерной энергетики привела к активному развитию и практическому применению соответствующих технических решений.

Охарактеризуем это направление как максимальное использование и развитие

свойств внутренней самозащищённости (или "внутренне присущей безопасности").

Сюда можно отнести такие группы технических свойств, решений и т.п.:

- максимально возможное устранение и уменьшение опасных факторов (уменьшение запаса реактивности, снижение давления, температуры, химической активности теплоносителя, выбор соответствующих материалов, условий их работы, установление соответствующих запасов в эксплуатационных условиях и др.);

- эффективные отрицательные обратные связи при отклонении процессов от нормы, обеспечивающие самогашение аварийных процессов;

- использование естественных и саморегулируемых процессов, исключающих или уменьшающих возможность исходных аварийных отказов, повреждений и др.;

- максимально возможное повышение инерционности процессов, облегчающее и повышающее эффективность преодоления опасного развития событий, создающее дополнительные резервы времени для эффективного вмешательства оператора в процесс;

- максимальное использование естественных процессов, самосрабатывающих устройств прямого действия и др. (непосредственно по режимному параметру или состоянию процесса и т.д.).

Аналогичным образом совершенствуются (повышается эффективность и надёжность, удешевляются) средства управления авариями; в системах безопасности — максимальное применение пассивных технических средств, т.е. средств, не требующих источников энергии или вспомогательных (инициирующих) механических устройств.

Следует особо подчеркнуть, что последовательное осуществление стратегии глубокого экранирования защиты при создании ядерного энергоисточника должно быть основой обеспечения его безопасности при любом уровне использования внутренних свойств безопасности, уменьшающих исходную опасность объекта.

Следует также выделить один немаловажный аспект, который связан с внедрением

в практику принципиально новых подходов, существенно меняющих конструкцию или структуру систем ядерной установки.

В концепции ядерной безопасности сформулирован важный принцип "использование апробированных решений", что подразумевает реализацию достаточно представительной формы такой апробации. Это в зависимости от характера и масштаба нового технического шага может быть и представительное научное исследование либо стендовое испытание изделия, либо ресурсное испытание в условиях объекта, либо степень новизны может требовать создания и эксплуатации установки (станции)-прототипа, призванного выявить скрытые проблемы нового решения и обосновать надёжный переход к стадии промышленного внедрения.

Следует особо упомянуть один фактор, который в некоторых случаях может иметь значение при формировании стратегических решений развития ядерной энергетики, — уменьшение количества радиоактивных продуктов деления, накапливаемых при работе ядерной установки. Это может достигаться, например, уменьшением единичной мощности установки. Возможна реализация системы с постоянным или периодическим удалением осколков деления из активной зоны.

Изложенная здесь концепция обеспечения ядерной безопасности сформирована всем предыдущим развитием ядерной энергетики. В то же время при рассмотрении будущего развития иногда предлагаются новые концепции, преподносимые как принципиально новые. Внимательное их рассмотрение позволяет констатировать, что все они (если оставить в стороне минимизацию радиоактивных отходов) сводятся к формированию конкретных (качественных и количественных) требований к конструкции и проектным решениям ядерно-энергетической установки, в которой должны быть реализованы в приемлемой степени свойства внутренне присущей безопасности, самозащищённости.

В конечном счёте формулирование конкретных технических требований направлено на выбор таких конструкций и свойств, которые бы максимально возможным обра-

зом повышали надёжность выполнения функций ограничения мощности, обеспечения теплоотвода и сохранения теплоносителя, удержания радиоактивных веществ, длительного отвода тепла.

Важным системным требованием к объектам развивающейся ядерной энергетики является обеспечение такого уровня безопасности, который исключал бы какие-либо дополнительные ограничения по их размещению по сравнению с объектами других энергетических технологий.

Все это позволяет констатировать, что в целом направленность конкретных действий при создании установки для перспективной ядерной энергетики по своему содержанию не выходит за рамки сформулированной концепции ядерной безопасности.

Тем не менее по отношению к "новым концепциям" остаётся беспокойство терминологического характера. Нечёткость в понятиях и неправомерность их применения создают основу для ложного понимания предлагаемых технических решений и дезинформации относительно их ожидаемой эффективности. К ним относятся такие понятия, как "естественная безопасность".

Некоторые разработчики новых ядерных установок использование в установке конкретных, объективно "естественных" процессов в качестве базы формирования безопасности этой установки преподносят как общую характеристику результата — "естественная безопасность", что воспринимается неспециалистами и многими специалистами как "абсолютная безопасность". Может ли быть абсолютная безопасность? Естественный ожидаемый ответ, что нет. Такое понятие в научно-технической сфере недопустимо.

3. Тяжёлые аварии

Особо следует обсудить случившиеся в ядерной энергетике серьёзные аварии и их влияние на технические решения для последующего развития и на саму концепцию обеспечения ядерной безопасности.

Первая — в 1979 г. на АЭС Три-Майл-Айленд в США.

Авария привела к разрушению активной зоны реактора, на основные принципы безопасности и проектные решения, препятствующие распространению радиоактивных продуктов за пределы станции, предотвратили человеческие жертвы и радиоактивное заражение местности. На основании полученного опыта для предотвращения тяжёлых аварий в будущем были разработаны и реализованы меры, направленные на лучший учёт роли человеческого фактора, использование вероятностных оценок безопасности, совершенствование систем безопасности и аварийного планирования.

Вторая – в 1986 г. на Чернобыльской АЭС в СССР.

Практически случилась авария с максимальными возможными последствиями. Персоналу и аварийным командам удалось предотвратить распространение аварии на три других энергоблока этой АЭС. В результате погиб 31 человек; обширные территории подверглись радиоактивному загрязнению. Авария привела к повышенному числу раковых заболеваний щитовидной железы и другим негативным последствиям для здоровья людей и оказала огромное психологическое влияние на общество.

В итоге после извлечения уроков из этих аварий ядерное сообщество изменило подход к регулированию ядерной безопасности и проектированию АЭС, разработало принципы безопасности, внедрило в каждодневную практику фундаментальный принцип культуры безопасности. Был создан международный режим ядерной безопасности, опирающийся на Конвенцию о ядерной безопасности и другие международные соглашения. Сформировалось представление, что серьёзных аварий больше не будет. Однако сообщество ошиблось. Произошла тяжёлая авария на АЭС Фукусима в Японии.

В 70-е годы наиболее чётко обратил внимание на социальные последствия возможных тяжёлых аварий на АЭС проф. Фармер из Великобритании (F.R. Farmer). Выбор обоснованных норм риска. Доклад на симпозиуме МАГАТЭ. 1973 г.).

Оценивая возможные радиационные последствия предполагаемых тяжёлых

аварий, можно признать, что предельному приемлемому уровню риска нанесения ущерба индивидууму (на уровне 10^{-5} на одно лицо в год) соответствует вероятность крупных аварий в пределах $10^{-3} \dots 10^{-4}$ на реактор в год. Приемлемый коллективный риск общества оценивается автором величиной, меньшей 10^{-4} (т.е. общественный ущерб ставит более жёсткие ограничения, чем индивидуальный ущерб), исходя из следующих соображений:

“Если крупная авария произойдёт в течение следующих 10 лет (оценка делалась в 1973 году!) или около этого, тогда дальнейшее развитие ядерной энергетики может быть задержано, работающие АЭС будут остановлены. В результате население какое-то время будет испытывать нехватку электроэнергии и будет вынуждено оплачивать по более высокой цене другие источники энергии. Обычно говорят, что подобное событие не должно случиться. Это означает, что вероятность совершения подобного события должна быть очень малой.

Если крупная авария произойдёт в следующие 20...30 лет, тогда ряд стран, которые будут сильно зависеть от развития ядерной энергетики, вряд ли легко воспримут последствия остановки работающих АЭС. Можно предвидеть вероятность резких ограничений в правилах эксплуатации, проведение дополнительных мероприятий по модификации оборудования и инспекционных осмотров. Отсюда следует необходимость создания таких условий, чтобы событие имело малую вероятность совершения применительно ко всем АЭС, строящимся по существующей технологии, и, по крайней мере, применительно к тем АЭС, строительство которых запланировано до 1980 года. К тому времени будут эксплуатироваться или строиться около 500 АЭС, так что суммарный опыт эксплуатации к тому времени составит свыше десяти тысяч реакторо-лет”.

Отсюда появляется как приемлемая вероятность крупной аварии – менее 10^{-4} на реактор в год, как верхний предел. Если поставить цель из соображений снижения

социального риска снизить уровень вероятности тяжелой аварии в 10 или 100 раз, тогда задача сводится к достижению значенной вероятности аварии в расчёте на реактор в год до $10^{-5} \dots 10^{-6}$.

Можно напомнить, что в момент аварии на Чернобыльской АЭС общий опыт эксплуатации атомных станций составлял около 4 000 реакторо-лет, т.е. реализовалось событие с частотой около $2 \cdot 10^{-4}$.

Общественные последствия известны: приостановка намеченного развития атомной энергетики в Советском Союзе, резкий рост оппозиции такому развитию в ряде других стран с принятием ряда политических решений по постепенному закрытию атомной энергетики.

Ещё более болезненный круг социальных последствий в Советском Союзе оказался связан с населением, попавшим в зону радиационного воздействия аварии. Непосредственно радиационное поражение оказалось меньшим, чем можно было ожидать для тяжелой аварии (т.е. превалирование общественного ущерба над индивидуальным оказалось ещё большим, чем оценивал проф. Фармер).

К моменту аварии на АЭС Фукусима суммарный опыт эксплуатации АЭС в мире превысил 14 000 реакторо-лет и, исходя из того, что за это время произошли три тяжёлые аварии (по крайней мере две с существенными радиационными последствиями), реализовались события с частотой $2 \cdot 10^{-4}$ (либо $1,5 \cdot 10^{-4}$), т.е. частота реализации осталась на том же уровне, что и в момент чернобыльской аварии. Тем самым угроза отторжения обществом этого направления энергетики не уменьшилась, а скорее всего увеличилась, имея в виду демонстрацию недостаточной эффективности принятых мер по исключению тяжёлых аварий.

4. Авария на АЭС Фукусима. Уроки и последствия

Рассматривая причины и последствия аварии в Японии, следует выделить три группы вопросов:

— отступления от сформировавшейся к на-

стоящему времени концепции ядерной безопасности и недостатки в проектах станций и системе обеспечения ядерной безопасности в стране;

— влияние на программы и перспективы развития ядерной энергетики в мире;

— использование современных проектов и конструкций атомных станций; реализация для дальнейшего развития ядерной энергетики новых технических решений и необходимость изменения (или корректирования) концепции ядерной безопасности.

При анализе развития аварии на АЭС Фукусима-1 при мощном землетрясении, сопровождавшемся неординарным цунами, выделены такие факторы:

— неадекватный выбранной площадке расположения АЭС учёт внешнего воздействия (максимальная высота волны, неудачное расположение оборудования аварийного энергоснабжения);

— недостатки аварийного планирования и системы управления аварией;

— необеспеченность водородной безопасности на случай тяжёлого развития аварии;

— неэффективность государственного регулирования ядерной безопасности.

В приложении этого опыта к атомным станциям России следует обозначить несколько направлений действий по повышению их безопасности.

— Обеспечение водородной безопасности на всех действующих блоках. Мероприятия, необходимое оборудование и этапы внедрения будут различными для всех станций.

— Ревизия предельных (проектных и максимальных) внешних воздействий (природных и техногенных) по всем площадкам АЭС. Необходимо подтвердить представительность имеющегося перечня воздействий, реальное соответствие характеристик станций этому перечню и при обнаружении неполноты реального или ожидаемого характера воздействий, предусмотренного проектом, наметить меры устранения или компенсации.

— Анализ на всех блоках выполнения (доказательности) установленных критериев безопасности и требований к работоспособ-

ности и надёжности оборудования. При необходимости следует провести контрольные расчёты и на основании этого наметить меры по доведению характеристик систем и оборудования до требуемых. Для устранения выявленного несоответствия необходимо составить специализированные программы (по всему набору содержания таких программ).

— Ревизия состояния систем аварийной готовности, включая полноту задач, обеспеченность (материальную и организационную), подготовленность персонала, системы учения и проверок.

— Разработка мер управления авариями для предельных сценариев. Выработка обобщённых обоснованных критериев и сценариев совпадения исходных событий (техногенных и природных). Конкретизация сценариев для каждой площадки и каждого блока.

— Внедрение средств персонального контроля радиационной обстановки в районе АЭС на случай аварий. Это должно сопровождаться широкой программой распространения знаний по радиационной опасности, реальным пределам опасности и способам контроля.

Одновременно должны быть сформулированы принципы выработки и распространения информации о фактах аварий, деталях их развития и радиационных проявлениях последствий аварий.

По своей природе, ввиду возможности трансграничных эффектов, ядерная энергетика носит международный характер. Принимая во внимание обострённое внимание населения к опасности использования атомной энергии, авария на АЭС Фукусима-1 не может не проявиться в определённом снижении темпов развития ядерной энергетики вплоть до отказа в отдельных странах от этого направления энергетики. Тем не менее в согласии с логикой проф. Фармера, изложенной выше, не видно оснований ожидать резких изменений в доле ядерного топлива в топливно-энергетическом балансе мира.

В то же время необходимо сделать все практические шаги, исключающие повторение тяжёлых аварий. Достижение этой цели

представляется реальным и при дальнейшем ожидаемом развитии ядерной энергетики в мире.

В связи с этим следует вернуться к содержанию установленного международного режима ядерной безопасности. Международные соглашения должны формировать основу обеспечения безопасности ядерной энергетики в государствах, не обладающих соответствующими потенциалами и ресурсами. Формирование обязательных международных требований по безопасности потребует создания независимой международной экспертной организации для обеспечения их должного соблюдения. Одной из функций такой организации должна стать обязательная периодическая оценка политики и практики деятельности эксплуатирующих организаций и национальных органов регулирования ядерной безопасности с обязательным характером выполнения формируемых рекомендаций.

В связи с аварией на японской АЭС обострился вопрос об использовании атомных станций освоенных типов для дальнейшего развития ядерной энергетики.

При этом предмет обсуждения вышел за рамки общей задачи развития и внедрения в разрабатываемые конструкции реакторов и проекты станций свойств внутренней безопасности, а был переведен в плоскость отказа от применения воды в качестве первичного теплоносителя. Логика такой тенденции базируется на опасности, связанной с образованием в аварийных условиях водорода и высокой потенциальной энергии, содержащейся в воде высокого давления.

Многие годы подобные сомнения существуют в оптимальности реализованного на практике направления использования натрия в качестве теплоносителя реакторов на быстрых нейтронах, что связано с пожароопасностью натрия и высокой химической активностью при взаимодействии с водой. В качестве альтернативы здесь многие годы рассматривается гелий, а также сплав свинец-висмут, опробованный на ядерных установках подводных лодок. Нейтрализа-

ция в практических конструкциях опасных свойств натрия позволила до сего времени надёжно эксплуатировать созданные ядерные установки, но проблема для будущего развития остаётся.

Водоохлаждаемые реакторы составляют основу развитой ядерной энергетики, и вопрос об их замещении приобретает принципиальный характер.

При зарождении ядерной энергетики было признано, что водяное охлаждение имеет то преимущество, что в таком агрегате "может быть более, чем в других агрегатах, использован опыт обычной котельной практики, низкая температура теплоносителя (300 °C) исключает ряд трудностей конструкторского характера; общая относительная простота агрегата облегчает и удешевляет его строительство" (И.В. Курчатов).

Дальнейшее использование лёгкой воды как замедлителя нейтронов позволило реализовать компактные и технически достаточно простые конструкции с приемлемыми нейтронно-физическими свойствами, обладающие существенными чертами внутренней безопасности. Эволюционное развитие этого направления в прошедшие десятилетия обеспечило создание ядерных энергетических установок, обладающих удовлетворительными потребительскими свойствами и соответствующих современным требованиям ядерной безопасности. Ближайшая перспектива развития ядерной энергетики в нашей стране опирается на эволюционное развитие ВВЭР.

В направлении легководных корпусных реакторов в мире вложено сил, времени и материальных средств больше, чем в любое другое реакторное направление. Накоплен бесценный мировой опыт эксплуатации, имеются проверенные на практике технические, конструкционные и технологические решения, зарекомендовавшие себя как положительно, так и отрицательно. Есть множество предложений и практических проработок их дальнейшего совершенствования. Стало актуальным сформировать образ нового поколения легководных реакторов, приемлемого для последующего этапа развития ядерной энергетики.

Вопрос о месте легководных реакторов в будущей ядерной энергетике является одним из центральных вопросов стратегии её развития как в России, так и во всём мире.

Важным фактором в решении этого вопроса является согласие предлагаемого развития с концепцией ядерной безопасности.

5. О "новой" концепции обеспечения ядерной безопасности

Из оглашённых после японской аварии положений "новой" концепции обеспечения ядерной безопасности следует выделить тезис о переходе с "вероятностного принципа" обеспечения безопасности на "детерминистический принцип". Этот тезис является развитием тезиса о реакторах "естественной" безопасности. В конструкции и характеристиках реакторов, созданных на базе принципа "детерминированной безопасности", якобы отсутствуют полностью опасные факторы.

Терминологические спекуляции на тему "естественной безопасности" обсуждены в нашем тексте ранее.

Использование в существующей практике вероятностного метода для оценки результата последовательного применения всех предусмотренных уровней защиты установки в целях обеспечения её безопасности преподносится критиками действующей концепции безопасности как "вероятностная концепция", отличающаяся от "детерминистической".

Использование понятия "детерминированная" как характеристики безопасности воспринимается как предопределённая и потому не требующая никаких других действий и мер.

Применение подобных понятий (так же, как "естественная безопасность") в качестве характеристики подходов и принципов обеспечения ядерной безопасности и обозначения конечного свойства системы ("безопасность") представляется лозунговым по форме, пиаровским по назначению и демагогическим по существу.

Признавая неправомерность декларирования “абсолютной безопасности”, в то же время специалисты и эксперты в области ядерной энергетики используют при обсуждении задач обеспечения ядерной безопасности понятие (словосочетание) “гарантия безопасности”. Признавая этот выбор не очень удачным, его использование можно оправдать тем, что он указывает лишь направление и цель практических действий.

Рассматривая вероятностные анализы безопасности (ВАБ), следует обратить внимание на то, что вероятностный метод в современной концепции безопасности не является содержанием норм обеспечения ядерной безопасности. В практике разработок ядерных установок вероятностная методика полезна и применяется для взвешенного выбора альтернативных технических решений. Кроме того вероятностные подходы используются как инструмент оценки выполнения целей безопасности.

Это второе назначение вероятностных методов представляется необходимым при любой реализации свойств внутренней безопасности в конструкции и проекте установки. Нелишне обратить внимание на то, что при неуместности понятия “абсолютной” безопасности также неуместны возможные утверждения (или молчаливое понимание) об “исчерпывающем” рассмотрении в предлагаемых проектах всех путей опасного развития событий при осуществлении всех технических функций безопасности.

Пользователи вероятностных оценок четко представляют несовершенство методики, когда погрешность результата может на порядок величины превышать базовые значения.

Методология ВАБ развивается и совершенствуется. В частности, важнейшим и эффективным является количественно-вероятностный анализ процессов образования течи теплоносителя и крупномасштабного разрушения оборудования ядерной установки на базе физико-статистического моделирования процессов накопления повреждений. Доверие к результатам в данном случае формируется обязательным допол-

нением научно-технических доказательств постоянным эксплуатационным контролем ответственного оборудования, повреждение которого может быть основным носителем опасности ядерной установки. Это — конкретная реализация стратегии глубокого эшелонированной защиты, которая, как уже сказано ранее, должна быть основой концепции безопасности для любых установок с любым уровнем использования внутренних свойств безопасности.

Переход от широкоэшелонированных положений об изменении концепции к практическим действиям сводится к конкретным техническим предложениям и проектно-конструкторским решениям, эффективность которых в любом случае требует обоснований и доказательств.

Развитие ядерной энергетики как отрасли и конкретных технологий требует новых решений. При стратегическом планировании следует иметь в виду, что создание принципиально новых установок до их массового внедрения должно пройти этапы доказательства технической осуществимости (демонстрационные установки) и подтверждения потребительской приемлемости (опытно-промышленные установки).

Сложность технологии и дороговизна разработок в ряде случаев делают необходимой международную кооперацию для реализации новых решений в целесообразные сроки. Международный характер ядерной энергетики, в первую очередь по фактору ядерной безопасности, и существование мирового рынка этой технологии диктуют неизбежность международной координации новых решений.

6. Государственное регулирование ядерной безопасности

По своей сути как “сложная технология” атомная энергетика диктует необходимость централизованного, научно и технически обеспеченного управления.

Специфическая радиационная опасность этой “высокой” технологии сформировала во всем мире систему государственного регулирования безопасности ядерных

установок, в том числе атомных станций. Государственное регулирование и надзор являются обязательной составной частью всей системы обеспечения ядерной безопасности и её неперемennого элемента — “культуры безопасности”, в этом случае — культуры безопасности органов государственной власти.

К сожалению, сегодня приходится констатировать явный дефицит культуры безопасности на этом уровне. А дефицит или отсутствие культуры безопасности на верхних уровнях размывает этот фундаментальный принцип на других уровнях, практически обеспечивающих ядерную безопасность России.

Следует обратить внимание на такие конкретные проявления этой тенденции.

- Распространение федерального закона “О техническом регулировании”, по своему назначению призванного регулировать качество и безопасность рыночной продукции, на область обеспечения безопасности ядерной энергетики, регулируемую специальным законом “Об использовании атомной энергии”, полностью разрушало всю систему обеспечения ядерной безопасности. Четырёхлетняя эпопея с попытками исправить ошибку закончилась поправками к закону, предписывающими установить особые условия применения положений закона “О техническом регулировании” к ядерной деятельности. Эти особые условия до сих пор не установлены.

- Закон, посвящённый ослаблению давления на предпринимательскую деятельность и позволяющий проводить периодические инспекции не чаще одного раза в три года, распространён, в том числе, на проверки состояния ядерноопасных объектов. Нелепая ошибка.

- Особую тревогу вызывает многолетняя чехарда непродуманных действий по формам существования, полномочиям и подчинённости государственных органов ядерного регулирования и технического надзора.

Международная “Конвенция о ядерной безопасности”, подтверждая, что ответственность за ядерную безопасность лежит на государстве, в юрисдикции которого нахо-

дится ядерная установка, определила, что государство создаёт законодательную и регулирующую основу для обеспечения безопасности ядерных установок и учреждает или назначает регулирующий орган, которому поручается реализация законодательной и регулирующей основы и который наделяется надлежащими полномочиями, компетенцией и финансовыми и людскими ресурсами, необходимыми для выполнения порученных ему обязанностей.

Тем не менее в начале 2004 г. федеральный орган исполнительной власти, осуществлявший государственное регулирование ядерной и радиационной безопасности, был расформирован как самостоятельный орган, а его остатки включены в Федеральную службу по экологическому, технологическому и атомному надзору. Затем в 2008 г. эта Федеральная служба, включающая подразделения, осуществляющие функции государственного регулирования ядерной и радиационной безопасности, была переведена в ведение Министерства природных ресурсов и экологии Российской Федерации, что привело к невозможности выполнения функции государственного регулирования (потеря полномочий и сокращение численности).

Пока единственным позитивным шагом в исправлении этого положения было решение о выведении системы технического регулирования и надзора из состава Минприроды, что стало реакцией на понимание причин аварии на Саяно-Шушенской ГЭС, системные причины которой практически не отличаются от системных причин чернойбыльской аварии.

В то же время в процессе коммерциализации атомной отрасли, сопровождающейся возможностью передачи в собственность юридических лиц (в том числе иностранных юридических лиц) ядерных материалов и ядерных установок, законами, посвящёнными образованию государственной корпорации “Росатом”, внесены принципиальные изменения в структуру государственного управления — совмещение корпоративного управления хозяйственно-экономической деятельностью и осуществ-

ления функций государственной власти. Одновременно часть функций государственного регулирования ядерной безопасности делегирована Росатому.

В этих условиях становится предельно актуальным усиление государственного регулирования ядерной безопасности. Необходимо воссоздание самостоятельного государственного органа по регулированию ядерной безопасности, который бы целиком сосредоточился на решении задач безопасности при использовании атомной энергии, с полным набором функций регулирования – нормативной, разрешительной и надзорной, обеспеченного адекватными людскими, финансовыми и материальными ресурсами.

События на АЭС Фукусима жёстко напоминают об этом.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1

Реакторная установка на быстрых нейтронах со свинцовым теплоносителем в течение многих лет преподносится разработчиками как реакторная установка “естественной безопасности” и является конкретным примером систем, демонстрирующих реализацию принципа “детерминированной” безопасности. Это утверждение базируется на двух центральных проектных особенностях реактора: малый оперативный запас реактивности, обеспечиваемый коэффициентом воспроизводства, близким к единице, и химическая инертность свинца, исключающая пожароопасность и активное взаимодействие с водой в отличие от натрия, используемого в реакторах на быстрых нейтронах.

Место реакторных систем на быстрых нейтронах с низким воспроизводством в развивающейся ядерной энергетике является предметом формирования оптимальной стратегии этого развития.

Здесь следует обратить внимание на неправомерность рассматривания свинца в качестве реакторного теплоносителя как носителя признака “естественной безопасности”.

Несомненная опасность связана с высокой температурой его плавления. Слож-

ность технологических процедур при эксплуатации установки и возможность их нарушения должны быть предметом специальных мер безопасности.

Высокая температура кипения свинца, при которой будут разрушены все конструкции реактора, практически исключает фактор самоограничения аварийных ситуаций при нарушениях теплоотвода.

Низкое давление теплоносителя устраняет фактор взрывоопасного выделения энергии при потере теплоносителя, но никак не устраняет опасность потери теплоносителя в результате мыслимых нарушений конструкции реакторной установки.

Высокий удельный вес свинца является отягчающим фактором в устойчивости к сейсмическим воздействиям.

Практические проблемы и опасности являются в процессе достаточного опыта эксплуатации и не позволяют априори представлять вновь разрабатываемую установку как “детерминированно” безопасную.

Создание и эксплуатация любой реакторной установки должны следовать концепции, опирающейся на стратегию глубоководной защиты.

ПРИЛОЖЕНИЕ 2

В развитии концепции безопасности АЭС в России (бывшем Советском Союзе) можно выделить три характерных периода. Первый относится к начальной стадии развития ядерной энергетики, когда предполагалось, что за счёт обеспечения высокого качества трубопроводов, оборудования и других компонентов реакторной установки можно будет избежать сколько-нибудь значительного их повреждения, исключив тем самым возможность серьёзных аварий.

В связи с этим в первых проектах АЭС как с ВВЭР, так и с канальными кипящими реакторами, в качестве максимальной проектной аварии рассматривалась течь теплоносителя конечного размера и, соответственно, ограничивались требования к системам локализации аварий. Такие системы включали рассчитанные на избыточное давление герметичные помещения, в кото-

рых частично или полностью размещался контур теплоносителя, и спринклерные устройства, предназначенные для конденсации выделяющегося при аварии пара. Изолирующие устройства в такой системе не предусматривались и не предъявлялись специальные требования к герметичности помещений при повышенном давлении, так как серьёзных повреждений твэлов не ожидалось.

В этот период созданы первые поколения энергоблоков с ВВЭР-440 и РБМК-1000. АЭС в этот период проектировались, строились и эксплуатировались в основном в соответствии с общепромышленными стандартами и правилами. Разработка специальных норм и правил первоначально была связана только с такими новыми специфическими аспектами использования атомной энергии, как радиационная защита, ядерная физика, радиационное материаловедение и т.п.

Однако, уже первый опыт сооружения и эксплуатации АЭС показал, что даже самый тщательный выбор металла и самые высокие требования к качеству изготовления оборудования и трубопроводов не способны полностью исключить возможность их повреждения при эксплуатации. Поэтому в этот период начинает формироваться новый комплексный подход к АЭС как объекту повышенной опасности, требующему разработки и применения специальных мер для обеспечения безопасности.

Именно тогда разрабатываются Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций и Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации (ОПБ-73). Первая редакция ОПБ введена в действие 30.12.71 г. совместным решением Госкомитета по использованию атомной энергии, Министерства здравоохранения и Министерства энергетики и электрификации с грифом "для служебного пользования" как "временная". Очень скоро последний документ приобретает статус высшего нормативного документа по безопасности АЭС, формирующего её концепцию.

С вводом в действие ОПБ-73 начинается второй период в развитии ядерной энергетике. Для него характерно создание систем безопасности, включая системы аварийного охлаждения и локализации аварий, рассчитанные на максимальную проектную аварию, в качестве которой принимался мгновенный разрыв циркуляционного трубопровода контура теплоносителя. В этот период созданы энергоблоки с ВВЭР-440 и РБМК-1000 второго поколения, а также ВВЭР-1000. В 1982 г. ОПБ-73 были пересмотрены с учётом накопленного опыта и заменены ОПБ-82. При этом концепция безопасности осталась почти неизменной.

Третий период развития связан с аварией на четвёртом энергоблоке Чернобыльской АЭС. На основе уроков этой аварии и аварии на АЭС Три-Майл-Айленд (США) ОПБ-82 были снова пересмотрены, концепция безопасности претерпела существенные изменения. Вместо ОПБ-82 разработаны и с 1 июля 1990 г. введены в действие Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88. Новая концепция безопасности включает рассмотрение запредельных аварий с возможным тяжёлым повреждением активной зоны до её полного расплавления. В концепции глубоководной защиты появилась новая категория аварий, обеспечиваемая так называемым управлением аварией.

После принятия Закона об использовании атомной энергии введена уточнённая версия ОПБ 88/97. На основании этих документов появились АЭС третьего поколения (по уровню безопасности).

В середине 70-х годов возникли условия для следующего шага в разработке новых технических решений и демонстрации нового уровня в безопасности ядерных энергоисточников.

Эта техническая задача связывалась с применением ядерных энергоисточников в системах централизованного теплоснабжения, имея в виду климатические условия большинства регионов России, развитость систем централизованного отопления горячей водой и быстро ухудшающуюся экологическую обстановку в крупных городах. Новый класс ядерных установок, располагаемых в непо-

средственной близости от больших городов и на территориях с большой плотностью населения, должен был исключить необходимость специальных и труднореализуемых мер защиты населения в аварийных ситуациях.

Этим условиям удовлетворяли реакторные установки атомных станций теплоснабжения. В 1978 г. сформулированы также дополнительные нормативные требования к безопасности этих установок и к условиям их размещения.

Уместно подчеркнуть, что разработка этих установок была завершена до чернобыльской катастрофы, а требования к ним сформулированы и сами работы начались до аварии на американской АЭС Три-Майл-Айленд.

В 1981 г. начато сооружение двух таких атомных станций АСТ-500 с двумя установками тепловой мощностью по 500 МВт в городах Горький и Воронеж.

Оппозиция населения после Чернобыльской аварии не позволила ввести в строй законченную строительством Горьковскую АСТ. В то же время именно в конструкции этих станций, как отмечено ранее, в полной мере реализованы получившие впоследствии широкое признание черты "внутренней" и "пассивной" безопасности, а также уделено особое внимание проблеме удержания радиоактивности в нормальных и аварийных условиях: естественная циркуляция во всех нор-

мальных и аварийных режимах, малая энергонапряженность активной зоны, медленное протекание всех эксплуатационных и аварийных режимов, большие запасы теплоносителя в первом контуре, пассивные системы аварийного теплоотвода, интегральная компоновка в едином корпусе первого контура и теплообменников, наличие второго (страховочного) корпуса на полное давление, защищенность от падения самолета и др.

Все проектные решения экспериментально и расчетно обоснованы и получили одобрение надзорного органа ядерной безопасности. Наиболее полное знакомство со всеми техническими решениями этой установки международная ядерная общественность получила при международной экспертизе Горьковский АСТ, организованной МАГАТЭ в 1988 г.

Ядерные установки АСТ-500, сооруженные в середине 80-х годов прошлого века, вправе рассматриваться как четвертое поколение по фактору ядерной безопасности.

*Контактная информация –
Сидоренко Виктор Алексеевич, советник дир.
НИИ "Курчатовский институт", тел.: (499)
196-75-69, e-mail: sid1710@yandex.ru*

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1,
с. 3–17.

Модификация метода индивидуальных соударений для моделирования переноса электронов методом Монте-Карло

П.А. Андросенко, В.И. Белоусов, В.Г. Могулян,

ИАТЭ НИЯУ "МИФИ", 249040, г. Обнинск Калужской области, Студенческий городок, 1

Поступила в редакцию 29.03.2011 г.

Рассматривается новая версия программного обеспечения вычислительного комплекса BRAND, применяемого для моделирования процесса переноса электронов. Отличие данной модификации заключается в использовании неаналогового моделирования азимутального угла рассеяния. Приводятся результаты моделирования задач переноса электронов.

Ключевые слова: компьютерное моделирование, перенос электронов, метод Монте-Карло.

Modification of the Individual Collision Technique to Simulate Electron Transport by Monte Carlo Method. *P.A. Androsenko, V.I. Belousov, V.G. Mogulyan, Institute of Nuclear Power Engineering of National Research Nuclear University "MEPhI", 1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga region, 249040.*

The new software version of the computing complex BRAND that used for modeling the electron transfer process is considered. The difference of this modification is to use the non-analog simulation of azimuth angle of particles scattering. The results of the electron transfer simulation are given.

Key Words: Computer Simulation, Electrons Transfer, Monte Carlo Method.

Задачи переноса электронов встречаются во многих областях современной науки и техники. Наиболее точным из используемых в настоящий момент методов решения этих задач является метод Монте-Карло. Исследование возможностей применения метода Монте-Карло для решения задач переноса электронов и определило направленность данной работы.

Введение

Отличительной особенностью метода Монте-Карло является возможность реализации на его базе имитационных алгоритмов, благодаря чему он занимает особое положение среди расчётных методов. К основным его преимуществам относятся такие качества, как отсутствие ограничений на уровень детализации произвольной трехмерной геометрии задачи и возможность использования напрямую оценённых констант взаимодействия излучения с веществом. Эти обстоятельства обуславливают широкое применение метода Монте-Карло при решении задач переноса излучения.

Данная работа посвящена моделированию посредством метода Монте-Карло процесса переноса электронного излучения. За-

дачи, где требуется решать уравнение переноса электронного излучения, достаточно часто встречаются на практике, например, в медицинской физике и спектроскопии. Таким образом, является актуальной и практически важной разработкой математических моделей для решения задач переноса электронов посредством метода Монте-Карло.

Процесс переноса электронов отличается большим количеством взаимодействий частиц, что влечёт за собой значительные вычислительные затраты при имитации его методом Монте-Карло. Поэтому существует необходимость в совершенствовании используемых при моделировании алгоритмов для ускорения расчётов.

Цель работы состояла в дальнейшем развитии комплекса программ BRAND [1] как прецизионного инструмента для численного моделирования экспериментов. В рамках данного программного комплекса (ПК) разработан модуль подготовки констант по файлам библиотек оценённых данных, а также произведены разработка и программная реализация алгоритмов моделирования процесса переноса электронов.

В результате разработан константный модуль ПК BRAND, в котором реализованы метод моделирования индивидуальных

соударений и модификация моделирования азимутального угла рассеяния при взаимодействии электрона с веществом.

1. Модификация моделирования азимутального угла рассеяния при взаимодействии электрона с веществом

Для решения задач переноса в областях сложной геометрической формы удобно применять метод статистических испытаний или метод Монте-Карло. Частный случай этого метода – вышеупомянутый метод индивидуальных соударений, использующий файлы библиотек данных, которые содержат информацию о взаимодействиях частиц с атомами различных веществ. Ниже предлагается описание модификации метода с неаналоговым моделированием азимутального угла рассеяния.

1.1. Неаналоговое моделирование азимутального угла рассеяния частиц при построении цепи Маркова

Описанная в этом разделе модификация затрагивает процесс рассеяния частиц на ядрах. Как известно, распределение углов θ рассеяния описывается законами взаимодействия рассматриваемого излучения с веществом. На рис. 1 изображено такое рассеяние. Множество направлений полёта частицы, рассеянной на угол θ , образует коническую поверхность, причём распределение направлений по углу φ при радиусе основания конуса изотропно.

В этом разделе описана модификация метода Монте-Карло для построения неаналогового моделирования азимутального угла φ рассеяния с целью его приближения к моделированию “по ценности”.

Математические основы этой модификации следующие. Запишем выражение для

“идеальной” моделируемой плотности распределения азимутального угла рассеяния

$$\tilde{f}(x, \varphi) = f(x, \varphi) \psi_{\Omega}^*(x, \varphi) / (f, \psi_{\Omega}^*),$$

$$\psi_{\Omega}^*(x, \varphi) = \int_x \frac{K^*(x' \rightarrow x)}{g^*(\mathbf{r}'; \Omega'; E' \rightarrow \Omega, E)} \times \\ \times \psi^*(x') \delta \left(\Omega(\varphi) - \frac{\mathbf{r} - \mathbf{r}'}{|\mathbf{r} - \mathbf{r}'|} \right) dx',$$

где $\Omega(\varphi)$ – направление движения частицы после рассеяния в точке x на угол θ и азимутальный угол φ ; $f(x, \varphi) = 1/(2\pi)$ – “физическая” плотность распределения φ .

Из теории методов Монте-Карло известно, что моделирование азимутального угла φ рассеяния с плотностью $\tilde{f}(x, \varphi)$ и статистическим весом $Q_{\varphi} = Q(x, \varphi) = f(x, \varphi) / \tilde{f}(x, \varphi)$ вместо “физической” плотности приносит более эффективную оценку искомого функционала.

В процессе разработки модификации необходимо подобрать общий вид распределения, приближающего $\tilde{f}(x, \varphi)$. В этой работе предлагается использовать кусочно заданную плотность

$$\tilde{f}(x, \varphi) \approx f_{\varphi}(a^n(x), \varphi),$$

где $f_{\varphi}(a^n(x), \varphi)$ – кусочная функция, построенная по n опорным точкам.

1.2. Розыгрыш азимутального угла рассеяния

Как отмечено выше, азимутальный угол рассеяния моделируется по кусочно-линейной зависимости плотности распределения $f_{\varphi}(a^n(x), \varphi)$, приближающей оптимальную плотность $\tilde{f}(x, \varphi)$.

В гомогенной среде из соображений симметрии будет справедливо соотношение $\tilde{f}(x, \varphi) = \tilde{f}(x, -\varphi)$. Разумеется, при расчётах для гетерогенных геометрий это равенство может и не выполняться. Однако учёт особенностей гетерогенных геометрий является достаточно сложной задачей, требующей комплексного решения, и поэтому выходит за рамки представленной работы.

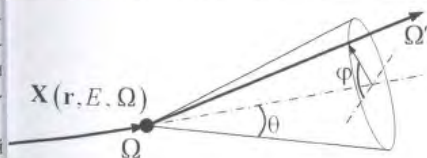


Рис. 1. Определение азимутального угла рассеяния

Вышесказанные соображения позволяют принять первое упрощение, касающееся вида функции $f_{\varphi}(\mathbf{a}^*(x), \varphi)$. Здесь и далее под функцией распределения азимутального угла φ рассеяния будет подразумеваться функция $f_{\varphi}(\mathbf{a}^*(x), \varphi)$, отвечающая условию симметрии по φ относительно начала координат: $f_{\varphi}(\mathbf{a}^*(x), \varphi) = f_{\varphi}(\mathbf{a}^*(x), -\varphi)$. Такое упрощение сокращает количество опорных точек, а значит, снижает вычислительные затраты.

В этой работе в качестве функции распределения $f_{\varphi}(\mathbf{a}^*(x), \varphi)$ выбран вариант экспоненциально-равномерного распределения, строящегося по двум опорным точкам:

$$f_{\varphi}(\mathbf{a}^2(x), \varphi) = \begin{cases} a_1(x) e^{\frac{2\varphi}{\pi} \ln \left(\frac{a_1(x)}{a_2(x)} \right)}, & \varphi \in [0, \frac{\pi}{2}]; \\ a_2(x), & \varphi \in [\frac{\pi}{2}, \pi]. \end{cases}$$

Кроме вида функции распределения, качество оценки существенно зависит и от значений функции распределения в опорных точках, обусловленных зависимостью $\mathbf{a}^2(x)$. В данной работе пренебрегалось зависимостью от фазовых координат частицы и задаваемый вектор $\mathbf{a}^2(x) = (a_{\text{const}}, 1)$ использовался при каждом розыгрыше азимутального угла рассеяния независимо от положения частицы в фазовом пространстве. Управление степенью смещения фазовых координат траекторий осуществлялось посредством задаваемой константы a_{const} .

При помощи описанной модификации проведены расчёты переноса β -излучения. Результаты моделирования представлены ниже.

2. Результаты моделирования задач переноса электронов

Данный раздел содержит результаты моделирования задач переноса электронного излучения при помощи новой реализации разработанного ПК BRAND версии 6.5,

предназначенной специально для решения уравнения переноса электронов. Особенностью этой реализации является то, что в ней предусмотрена возможность применения модификации неаналогового моделирования азимутального угла рассеяния.

Раздел содержит сравнительный анализ решений задач переноса электронов методом индивидуальных соударений частиц.

2.1. Получение спектров

твёрдых тел микро- и наноструктур

В первом примере [2] показано моделирование переноса моноэнергетических электронов для алюминия с простой геометрией. Исходные данные эксперимента: полубесконечная пластина из алюминия, точечный мононаправленный источник электронов с начальной энергией 20 кэВ располагается у поверхности пластины, электроны испускаются в сторону пластины по нормали к её поверхности. Оценивался энергетический спектр отражённых частиц при взаимодействии с заданной пластиной. Количество дискретных карманов по энергии равно 160. Результат вычислений представлен на рис. 2.

Решение задачи находится в достаточно хорошем согласии с результатами измерений, особенно при потерях менее 7 кэВ. При потерях энергии больше 7 кэВ добавляются энергетические спектры вторичных частиц, которые вносят незначительную погрешность в результирующие данные.

2.2. Задача внутрисосудистой радиотерапии

Второй пример со сложной геометрией [4...7] представляет задачу внутрисосудистой хирургии. Геометрия исследуемой системы представлена на рис. 3 и 4. Игла катетера, которая упрощенно считается единым целым без механизма центрирования в сосудах, находится внутри артерии, заполненной кровью. Размеры каждого компонента показаны на рисунках, в то время как композицию материалов и массовую плотность можно найти в прилагаемой таблице.

На рис. 5 представлен спектр источника β -частиц системы. Подробнее об источнике

ия
ю-
сей
ия
за-
из
го-
о
ти-
ле-
ри-
лу-
еч-
ро-
ла-
ны
ма-
сти-
за-
ли-
гии
гав-
чно
ере-
сВ.
В на-
бав-
ние
ных
ную
оней
дис-
сис-
сате-
рым
в со-
нен-
ент-
ком
ост-
ник-
толщи-
ис

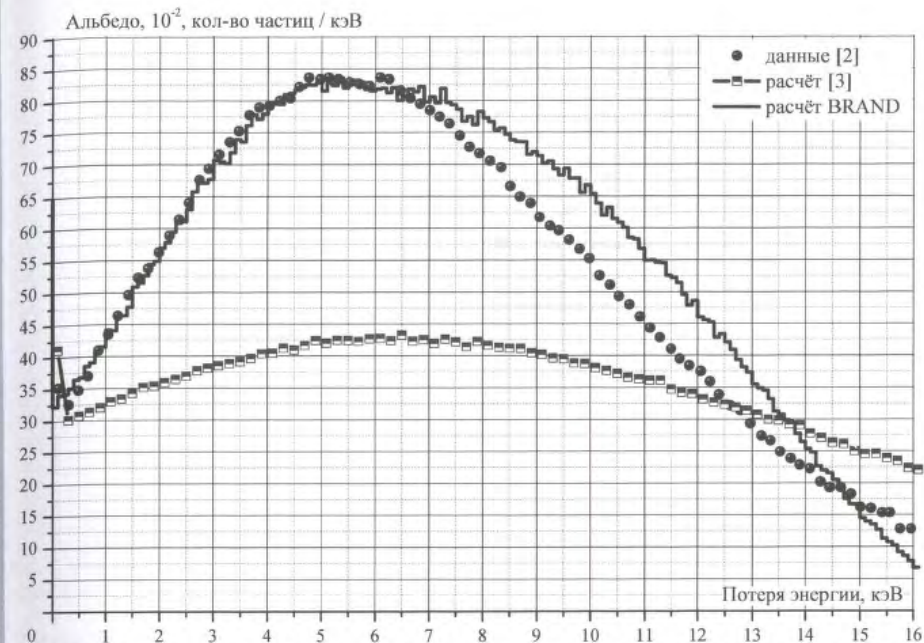


Рис. 2. Оценка спектра потока отражённых электронов с начальной энергией 20 кэВ после взаимодействия с полубесконечной пластиной алюминия

следующих проблемах и полученных решениях можно узнать из итогового отчёта [4]. В нашем случае производилось исследование дозы, получаемой на глубине проник-

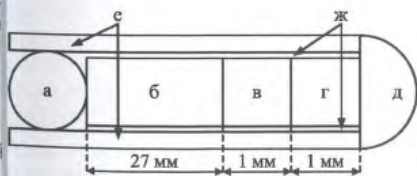


Рис. 3. Внутрисосудистая игла катетера: а – провод из сплава NiTi; б – источник β -частиц, изотоп ^{32}P , цилиндр диаметром 0,24 мм; в – индикатор из вольфрама плотностью 19,3 г/см³; г – пробка из сплава NiTi; д – полусфера, сварная деталь из сплава NiTi; е – трубка из сплава NiTi с внешним радиусом 0,46 мм и толщиной стенки 0,076 мм; ж – симметричное пространство, заполненное воздухом

новения 1 мм от внутренней стенки артерии, и сравнение её с дозой, получаемой в случае присутствия на стенках артерии тромба толщиной 0,5 мм и шириной 3 см.

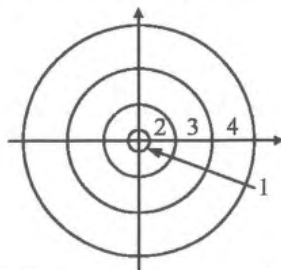


Рис. 4. Катетер, сосуд и водная оболочка: 1 – внешняя поверхность трубки из сплава NiTi; 2 – кровь внутри артерии, для построенной модели принято считать водой плотности 1,038 г/см³; 3 – мягкая ткань артериальной стенки сосуда внутренним радиусом 1,5 мм и внешним радиусом 3,5 мм; 4 – табличный водный фантом для измерения дозы облучения внешним диаметром 30 см, выбор сделан согласно построенной модели

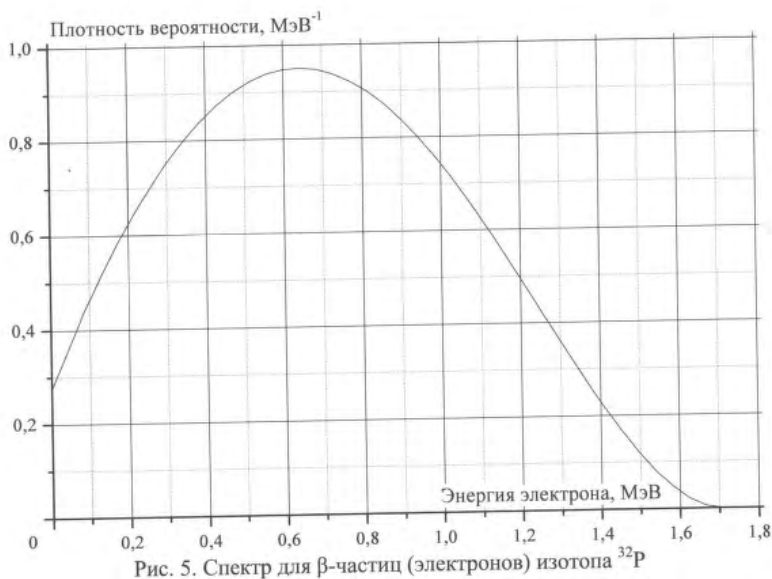


Рис. 5. Спектр для β -частиц (электронов) изотопа ^{32}P

Таблица. Композиции элементов материала в весовых процентах

Элемент	Вода	Мягкая ткань	Тромб	Сплав NiTi	Источник ^{32}P	Воздух
H	11,2	10,1	6,141	—	9,667	
C	—	11,1	40,302	—	38,710	
N	—	2,6	1,919	—	51,613	79,0
O	88,8	76,2	29,884	—	—	21,0
P	—	—	10,254	—	—	
Ca	—	—	11,5	—	—	
Cr	—	—	—	0,25	—	
Ni	—	—	—	55,8	—	
Ti	—	—	—	43,95	—	
Плотность, г/см ³	1,00	1,04	1,45	6,45	1,12	0,00120484

Сопоставление результатов моделирования представлено на рис. 6. Совпадение результатов настоящей работы с результатами расчётов по программе MCNP [6] следует признать хорошим. Относительная статистическая ошибка в зависимости от положения детектора меняется от 4,8 до 11,9 %.

Заключение

Создан специализированный ПК, решающий задачи переноса электронов широкого спектра с использованием метода индивидуальных соударений, в частности, зада-

чи сосудистой брахитерапии и моделирования спектра твердотельных микро- и наноструктур. В процессе моделирования угловых данных движения частиц применяется неаналоговая модификация рассеяния. Вся информация о взаимодействиях электронов с веществом используется напрямую из файлов оценённых данных, поэтому можно утверждать, что создан прецизионный инструмент для моделирования переноса электронов методом Монте-Карло. Основой расчётных программ по проблемам переноса излучения служит новая версия ПК BRAND [1].

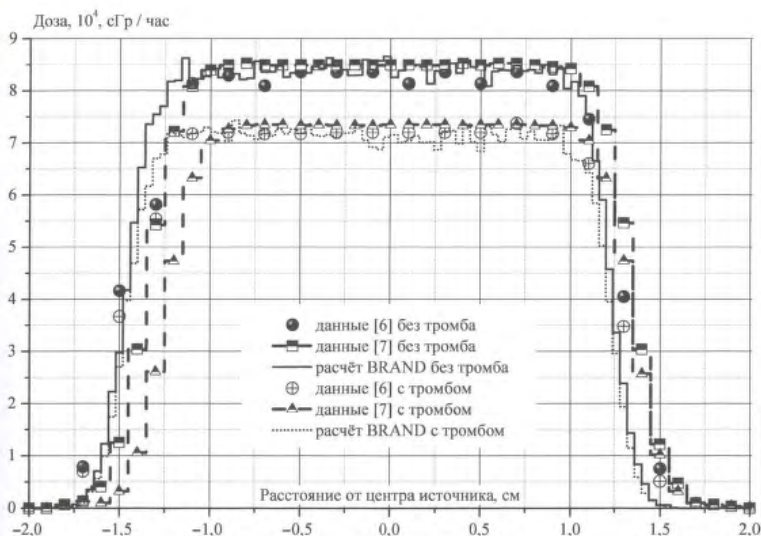


Рис. 6. Распределение дозы излучения β-частиц (электронов) вдоль оси источника на расстоянии 1 мм от внутренней стенки артерии с тромбом и без него, длина источника 2,7 см, активность 7 ГБк

Проведены испытания новой версии ПК BRAND и сравнение её с соответствующими аналогами. Приводятся примеры решения задач переноса электронов, в том числе спектроскопии твердотельных микро- и наноструктур, и задач внутрисосудистой радиотерапии [2, 4, 5]. Проведено сравнение результатов расчетов по новой версии ПК BRAND с экспериментальными данными. Полученные результаты тестируемого программно-вычислительного комплекса подтвердили высокий уровень точности вычислений.

Список литературы

1. Андросенко П.А., Белоусов В.И., Коньков А.В., Царина А.Г. Современный статус комплекса программ BRAND // БАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2006, вып. 1, с. 74–84.
2. Лукашевский М.В. Исследование твердотельных микро- и наноструктур методом спектроскопии отраженных электронов. Автореф. дисс. на соиск. степ. к. т. н. М.: МЭИ, 2007.
3. Salvat F., Fernánde-Varea J.M., Sempau J. PENELOPE, a Code System for Monte Carlo Si-

mulation of Electron and Photon Transport. OECD Nuclear Energy Agency, Issy-les-Moulineaux, France, 2003.

4. Guadrini G., Agosteo S., Ménard S. et al. QUADOS. Intercomparison: A Summary on Photon and Charged Particle Problems. 21st Century Challenges in Radiation Protection and Shielding, ICRS-10, RPS-2004, Madeira, 9-14 May 2004.
5. Price R.A. QUADOS. Problem P2: Endovascular radiotherapy. Bologna workshop: Intercomparison on the Usage of Computational Codes in Radiation Dosimetry, Italy, 14-16 July 2003.
6. Wincel K., Zareba B. MCNP Dose Distributions Calculations for ^{32}P Brachytherapy Wire Source. Ibid.
7. Zilio V.O., Joneja O.P., and Chawla R. Problem 2: Dosimetry benchmark of a ^{32}P endovascular source. Ibid.

Контактная информация –

Белоусов Виктор Иванович, ст. препод., тел.: (48439)5-03-15, e-mail: mirror@mail15.com

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1,
с. 18–23.

Алгоритм пространственно-энергетического распараллеливания при решении критической задачи, реализованный в многопроцессорной программе LUCKY_C

А.В. Моряков,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1
Поступила в редакцию 19.09.2011 г.

Представлены основные формулы для параллельного нахождения решения в энергетических группах и пространственных подобластях при решении критической задачи уравнения переноса излучения на многопроцессорной ЭВМ.

Ключевые слова: алгоритм, критическая задача, программа, компьютер, уравнение, функция, параллельный процесс, подобласть.

LUCKY_C Program Space-Energy Parallel Algorithm to Get the Solution of Boltzmann Transport Equation for Critical Task Using Multiprocessor Computer. A.V. Moryakov, NRC "Kurchatov Institute" 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

The algorithm of Boltzmann transport equation solution for critical problem by parallel computing is presented. This algorithm uses both space parts paralleling process and energy group paralleling one to obtain the transport equation solution. This algorithm was realized in LUCKY_C multiprocessor program using MPI technology.

Key Words: Algorithm, Critical Task, Program, Computer, Equation, Function, Parallel Process, Subregion.

Введение

Отличительной особенностью многопроцессорной программы LUCKY_C [1...4] является возможность параллельного счёта при решении задачи на собственное значение (критической задачи). Алгоритм решения этой задачи предполагает как пространственное распараллеливание, так и распараллеливание решения в отдельных энергетических группах (в модели группового приближения по энергии). В данной работе дано детальное описание такого алгоритма.

Методика пространственно-энергетического распараллеливания для решения критической задачи

1. Постановка задачи

Решается задача на собственное значение для уравнения переноса Больцмана в расчётной области, ограниченной параллелепипедом:

$$L\Phi(x, y, z, \Omega, E) = \frac{F\Phi(x, y, z, \Omega, E)}{k_{\text{эф}}} + S\Phi(x, y, z, \Omega, E)$$

с граничным условием $\Phi|_D = \Phi_{\text{гр}}$.

Оператор

$$L = \Omega_x \frac{\partial}{\partial x} + \Omega_y \frac{\partial}{\partial y} + \Omega_z \frac{\partial}{\partial z} + \Sigma_{\text{tot}}(x, y, z, E)$$

описывает процесс утечки нейтронов, оператор

$$S = \int_0^\infty \int_{\Omega} P(x, y, z, \Omega' \rightarrow \Omega, E' \rightarrow E) d\Omega' dE' - \text{рассеяние нейтронов, а } F = \frac{\chi(E)}{4\pi} \int_0^\infty \gamma(E') \Sigma_f(x, y, z, E') dE'$$

– размножения нейтронов.

Предполагается, что весь расчётный объём задачи разбит на N подобластей с использованием прямоугольной сетки разбиения по координатным осям с равномерными (возможно, разным) по каждой оси шагами разбиения. Таким образом, геометрические размеры каждой получившейся пространственной подобласти V_i (i – индекс подобласти) одинаковые, материальный состав подобластей может быть различным.

Предполагается решение уравнения переноса Больцмана в групповом приближении по энергии для краевой задачи, постав-

ленной для каждой пространственной под- области [3] через итерационный процесс, связывающий угловые потоки на общих границах подобластей и групповые потоки в энергетических группах в отдельной про- странственной подобласти.

В групповом приближении для энерге- тической группы j (индекс группы) крити- ческая задача для подобласти V_i представ- лена следующим образом:

$$L\Phi_{i,j}(x, y, z, \Omega) = \frac{F_{i,j}}{k_{\phi}} + S_j \Phi_{i,j}(x, y, z, \Omega) + I_{i,j}, \quad (1)$$

где

$$I_{i,j} = \sum_{k=1}^{N_p} \int_{\Omega} P_{k \rightarrow j}(x, y, z, \Omega' \rightarrow \Omega) \Phi_{i,k}(x, y, z, \Omega') d\Omega',$$

сумма для всех $k \neq j$, N_p — число энергетических групп в расчёте; оператор

$$S_j = \int_{\Omega} P_{j \rightarrow j}(x, y, z, \Omega' \rightarrow \Omega) d\Omega',$$

$$F_{i,j} = \frac{\chi_j}{4\pi} \sum_{k=1}^{N_p} \gamma_k \Phi_{i,k} \Sigma_{f,k} \quad \text{с краевым условием}$$

$\Phi_{i,j}|_D = \Phi_{\text{тр},i,j}$, где $\Phi_{\text{тр},i,j}$ — входящие в подоб- ласть угловые потоки группы j из соседних подобластей на общих границах с рассмат- риваемой подобластью V_i .

Рассмотрим уравнение переноса Больц- мана с источником $Q_{i,j}(x, y, z, \Omega)$ в прост- ранственной подобласти V_i для энергетиче- ской группы j

$$L\Phi_{i,j}(x, y, z, \Omega) = S_j \Phi_{i,j}(x, y, z, \Omega) + Q_{i,j}(x, y, z, \Omega) \quad \text{с краевым условием } \Phi_{i,j}|_D = \Psi_{\text{тр},i,j}. \quad (2)$$

Пусть $\Psi_{\text{тр},i,j}(\Omega, x, y, z) =$

$$\sum_{k=1}^{\infty} \alpha_{k,i,j}(\Omega) \xi_k(\Omega, x, y, z) - \text{функция на гра-}$$

нице подобласти, а $\xi_k(\Omega, x, y, z)$ — извест- ные базисные функции для разложения $\Psi_{\text{тр},i,j}(\Omega, x, y, z)$ по пространству на грани- цах подобласти.

Пусть $Q_{i,j}(\Omega, x, y, z) =$

$$\sum_{n=1}^{\infty} \beta_{n,i,j}(\Omega) \vartheta_n(\Omega, x, y, z), \quad \text{где } \vartheta_n(\Omega, x, y, z)$$

известные базисные функции для разло- жения $Q_{i,j}(\Omega, x, y, z)$ по пространству внут- ри подобласти.

Алгоритм, описанный в работе [3], по- зволяет находить $\Phi_{i,j}$ — решение уравнения

(2) посредством решения краевой задачи с нулевыми граничными условиями для рас- считываемой подобласти с произвольным $Q_{i,j}(x, y, z, \Omega)$ внутри подобласти (задача 1) и решения краевой задачи с произвольной функцией $\Psi_{\text{тр},i,j}(x, y, z, \Omega)$ на границе под- области без распределённого источника в этой подобласти (задача 2) по формуле

$$\Phi_{i,j}(x, y, z, \Omega) = \sum_{k=1}^{\infty} \int_{\Omega} \alpha_{k,i,j}(\Omega') \theta_{k,i,j}(\Omega', \Omega, x, y, z) d\Omega' + \sum_{n=1}^{\infty} \int_{\Omega} \beta_{n,i,j}(\Omega') \psi_{n,i,j}(\Omega', \Omega, x, y, z) d\Omega'. \quad (3)$$

Функции $\theta_{k,i,j}(\Omega', \Omega, x, y, z)$ и

$\psi_{n,i,j}(\Omega', \Omega, x, y, z)$ есть базовые решения соответствующих краевых задач для прост- ранственной подобласти V_i от базовых функ- ций разложения потока $\Psi_{\text{тр},i,j}(x, y, z, \Omega)$ на границе подобласти (задача 2) и от базовых функций разложения источника $Q_{i,j}(x, y, z, \Omega)$ внутри подобласти (задача 1) [3]. Они зави- сят от размеров и физических параметров подобластей, для которых ставится соот- ветствующая краевая задача.

Если вся расчётная система разбита на конечное число подобластей (каждая под- область рассчитывается на отдельном вы- числительном модуле суперкомпьютера), то эти функции могут быть получены для этих подобластей и применяться в дальней- шем при получении решения краевой зада- чи для всей расчётной системы через ите- рационный процесс по сшивке решений на общих границах пространственных подоб- ластей.

Сшивка решений на общих границах подобластей производится исходя из требо- вания непрерывности потока. Для подобла- стей, границы которых совпадают с грани- цами всей расчётной области, краевые ус- ловия на этих границах в процессе итера- ций не меняются и определяются краевой задачей для всего расчётного объёма.

Если использовать параллельное нахо- ждение решений уравнения (2) для каждой энергетической группы с одновременным распараллеливанием по пространственным подобластям, то такой алгоритм будет мак- симально использовать доступные возмож-

ности суперкомпьютера, а число параллельных процессов будет, таким образом, равно числу энергетических групп в задаче, умноженному на число пространственных подобластей, выбранных для решения задачи.

2. Организация итерационного процесса для пространственно-энергетического распараллеливания критической задачи

Для ускорения внешних итераций в LUCKY_C применяется метод пространственной перенормировки (нормировки на определенное число частиц в системе), другие методы ускорения сходимости итерационного процесса для внешних итераций не используются.

Схема проведения итерационного процесса:

1) итерационный процесс стартует в энергетических группах с начального приближения, отличного от нуля для каждой подобласти V_i ;

2) для первой внешней итерации для каждой пространственной подобласти вычисляется распределение $F_{i,j}^m$, $m = 1$ (m — номер внешней итерации) и выбирается начальное значение $k_{эф}^m$, например, равное 1;

3) для каждой пространственной области и каждой группы вычисляется $I_{i,j}$ с использованием начального приближения;

4) в каждой отдельной группе решается уравнение (2) с известным рассчитанным значением источника $Q = F_{i,j}^m/k_{эф}^m + I_{i,j}$ в правой части для краевой задачи в подобласти V_i . Важным моментом является то, что решается уравнение (2), предполагая процесс получения решения этой краевой задачи только для одной итерации, проведенной для всех 8 октантов углового потока, входящих в данную подобласть.

Далее для правой части уравнения вычисляется новое значение $I_{i,j}$ для каждой энергетической группы в каждой подобласти V_i посредством обмена групповыми потоками между процессами, сопровождающими энергетические группы для данной пространственной подобласти и получается

новый источник Q_{ij} в правой части уравнения (2).

Получать точное решение для уравнения (2), не вычисляя для каждой внутренней итерации новое значение $I_{i,j}$, не имеет смысла, так как группы связаны между собой только через $I_{i,j}$, и лучше, с точки зрения формирования решения всей задачи для всех энергетических групп, связывать решения в группах между собой в каждой внутренней итерации, тогда процесс получения решения для всей задачи будет оптимальным;

5) проводится обмен входящими угловыми потоками на общих границах пространственных подобластей для каждой энергетической группы и внутренняя итерация считается законченной;

6) по пунктам 4), 5) ведутся итерации до получения решения уравнения (2) в группах с необходимой точностью и внешняя итерация считается законченной;

7) рассчитывается распределение $F_{i,j}^m$ для каждой пространственной подобласти, используя полученное решение;

8) для следующей внешней итерации для всей расчетной области оценивается

$$\text{величина } K^m = \sum_{i=1}^N \sum_{j=1}^{N_p} \int_{\Omega} F_{i,j}^m d\Omega dv;$$

9) далее оценивается величина $k_{эф}^m = K^m / K^{m-1}$;

10) по пунктам 3)...9) проводится итерационный процесс до сходимости величины $k_{эф}^m$ с необходимой точностью.

Следует отметить, что главным достоинством описанного итерационного процесса, в результате которого получают максимальное значение собственного числа и соответствующая ему собственная функция, является параллельное решение критической задачи как для всех пространственных подобластей, так и для всех энергетических групп. Это позволяет применять доступные ресурсы суперкомпьютера и минимизировать время решения задачи.

Заключение

Проведённые тесты показали работоспособность предложенной методики решения критической задачи на многопроцессорных компьютерах, использующих MPI стандарт для обмена данными. Несмотря на то, что эффективность параллельного процесса может быть относительно небольшой при решении реальных задач на нескольких тысячах процессоров, не следует забывать об огромных вычислительных ресурсах, которые доступны на суперкомпьютере.

Суммарный объём оперативной и дисковой памяти на узлах суперкомпьютера, способных работать параллельно, позволяет описать сложную и большую по геометрическим размерам расчётную систему с мелким шагом дискретизации. Это обеспечивает более точную конечно-разностную аппроксимацию уравнения переноса. Появляется возможность применять детальное групповое разбиение по энергии, получать решение для реальных задач переноса излучения за времена расчёта, не превышающие нескольких часов или десятка часов.

Список литературы

1. **Моряков А.В.** Использование параллельных технологий для решения многогруппового уравнения переноса методом дискретных ординат // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с. 3–14.
2. **Моряков А.В.** Программа LUCKY. Решение уравнения переноса нейтронов и гамма излучения с использованием параллельных технологий // Там же, 2010, вып. 4, с. 18–29.
3. **Моряков А.В.** Алгоритм получения угловых потоков в ячейке для многопроцессорных программ LUCKY и LUCKY_C // Там же, 2011, вып. 1, с. 3–6.
4. **Моряков А.В.** Результаты расчётов по программе LUCKY. Сравнение с другими программами и экспериментальными данными // Там же, 2010, вып. 4, с. 30–40.

Контактная информация –
Моряков Алексей Владимирович, с. н. с., тел.:
(499)196-71-98, e-mail: sailor@arc.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1,
с. 24–27.

УДК 621.039.514.4

Расчёт коэффициентов связи для уравнений многоточечной кинетики

М.В. Иоаннисян,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 21.03.2011 г.

Получены уравнения многоточечной кинетики, записанные для скорости реакции деления. В рамках программы MCU-5 реализован алгоритм вычисления коэффициентов связи. Приведены результаты апробации метода на модельной задаче и экспериментальных данных.

Ключевые слова: многоточечная кинетика, теория связанных реакторов, метод Монте-Карло, коэффициенты связи.

Calculation of Coupling Coefficients for Multi-Point Kinetics Equations. M.V. Ioannisian, NRC Kurchatov Institute”, 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

The multi-point kinetics equations for fission reaction rate are developed. MCU-5 code was used for determination of coupling coefficients. Comparison with experimental data is presented.

Key Words: Multi-Point Kinetics, Theory of Coupled Reactors, Monte Carlo Method, Coupling Coefficients.

Введение

Современный этап развития атомной энергетики характеризуется ростом её доли в общем объёме производства энергии, тенденцией к увеличению единичной мощности отдельных энергоблоков, поиском путей создания более эффективных и надёжных ядерных энергоисточников с повышенными ресурсом и безопасностью. Для обеспечения потребностей развивающейся атомной энергетики необходимы дальнейшее развитие и совершенствование методов расчёта и проектирования сложных энергосистем с ядерным топливом.

Высокая стоимость разработки проекта АЭС, её создания, а также большое время строительства делают крайне актуальной задачу разработки моделирующих программных комплексов, решающих многие задачи отработки новых объектов, сокращающих время и стоимость их создания, повышающих надёжность и безопасность на этапе проектирования.

Одной из задач проектирования является задача о пространственной кинетике. Решение уравнения переноса с пространственно-временной зависимостью представляет сегодня одну из наиболее сложных задач реакторной физики. До настоящего времени полностью эта задача ещё не решена, хотя прилагаются значительные усилия в поиске методов её решения с применением современных вычислительных средств и математических методов.

Настоящая работа посвящена этой проблеме. Предложен комбинированный подход, основанный на использовании системы модифицированных односточных уравнений кинетики, записанных для совокупности подобластей. Каждое уравнение содержит обменные члены с остальными подобластями.

В основу разрабатываемого метода положены идеи теории связанных реакторов, впервые сформулированной Р. Эйвери в 1959 г. [1]. Сам термин "связанная система" означает, что в каждой из размножающих подобластей реактора часть нейтронов испускается в результате актов деления, вы-

званных нейтронами, порождёнными в других подобластях реактора. Система описывается с помощью интегральных параметров, которые характеризуют отдельные подобласти и связи между ними.

Следует отметить, что уравнения Эйвери получены на основе феноменологического подхода. В последующие годы появились работы, в которых делалась попытка дать теоретическое обоснование. Наиболее интересной на тот период была работа М.О. Комата [2], в которой он показал возможность получения уравнений Р. Эйвери на основе кинетической теории, используя метод функций Грина для парциальных потоков. Уравнения Эйвери получены в адиабатическом приближении.

В работе А. Беллени-Морранте для двух размножающих систем введены обменные члены и получена функция распределения запаздывания нейтронов взаимодействия [2].

В последующие годы методы получили развитие в Физико-энергетическом институте и за рубежом. В работах Абрамова, Б.Д. [3, 4] получен вывод уравнений многофункциональной кинетики для пространственной подобластей реактора с применением функции ценности нейтрона.

В работах [5, 6] получены уравнения многофункциональной кинетики для описания импульсных взаимодействующих реакторов. И использованные методические подходы сходны с теми, которые изложены в работе М. Комата. Результатом этих работ стало создание программ для ЭВМ.

1. Описание метода

При выводе уравнений многофункциональной кинетики будем следовать подходу, изложенному в работе [5]. Рассмотрим область V_G объёма V_G , содержащуюся в нулевой области. Запишем для этой области интегральное уравнение нейтронной кинетики с учётом запаздывающих нейтронов

$$N(\mathbf{r}, t) = \int_{V_G} d\mathbf{r}' \int_{-\infty}^t dt' [(1 - \beta(\mathbf{r}'))N(\mathbf{r}', t')\alpha(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t) + \sum_k \gamma_k(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t)\beta_k(\mathbf{r}') \int_{-\infty}^{t'} d\tau \lambda_k N(\mathbf{r}', \tau) \times \\ \times e^{-\lambda_k(t'-\tau)} + Q(\mathbf{r}', t')g(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t)], \quad (1)$$

$$\text{где } N(\mathbf{r}, t) = \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \mathbf{v}(\mathbf{r}, E) \Sigma_f(\mathbf{r}, E, t) \Phi(\mathbf{r},$$

$\mathbf{r}, E, t)$ — скорость генерации нейтронов в точке с координатами $\mathbf{r}$ в момент времени t ;

$$Q(\mathbf{r}, t) = \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega Q(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E, t) \text{ — скорость}$$

испускания нейтронов внешним распределённым источником в точке с координатами $\mathbf{r}$ в момент времени t ; $\alpha(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t)$ — ядро перехода, представляющее собой число мгновенных нейтронов от деления в точке с координатами $\mathbf{r}'$ в момент времени t' при условии, что мгновенный нейтрон, вызвавший деление, родился в точке с координатами $\mathbf{r}'$ в момент времени t' ; $\gamma_k(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t)$, $\beta_k(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t)$ — аналогичные по смыслу функции для запаздывающих нейтронов k -ного излучателя и внешнего источника; основные обозначения в уравнении (1) совпадают с обозначениями, принятыми в монографии [7].

Введём разбиение области G на m подобластей объёма V_i ; $i = \overline{1, m}$. Будем далее предполагать, что в пределах подобластей V_i для скоростей генерации нейтронов допустимо разделение пространственной и временной зависимостей. Представим скорость $N_i(\mathbf{r}, t)$ генерации в i -й подобласти в следующем виде:

$$N_i(\mathbf{r}, t) = P_i(t) \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Psi_i(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E), \quad (2)$$

где $P_i(t)$ — амплитудная функция, $\Psi_i(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E)$ — форм-функция скорости генерации нейтронов. Выберем для $\Psi_i(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E)$ нормировку следующим образом:

$$\int_{V_i} d\mathbf{r} \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Psi_i(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) = 1. \quad (3)$$

Аналогично предположим, что для функции $Q(\mathbf{r}, t)$ источника нейтронов в преде-

лах подобластей V_i также допустимо разделение по переменным $\mathbf{r}$ и t :

$$Q_i(\mathbf{r}, t) = S_i(t) \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Psi_i^s(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) \quad (4)$$

с нормировкой для функции формы

$$\int_{V_i} d\mathbf{r} \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Psi_i^s(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) = 1. \quad (5)$$

Выразим скорость генерации нейтронов в i -й подобласти через скорость $W_i(t) =$

$$= \int_{V_i} d\mathbf{r} \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Sigma_f(\mathbf{r}, E, t) \Phi(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E, t) \text{ реак-}$$

ции деления:

$$P_i(t) = \int_{V_i} d\mathbf{r} N_i(\mathbf{r}, t) = v_i W_i(t), \quad (6)$$

где v_i — среднее число нейтронов на акт деления в зоне i , определяемое с учётом нормировки (3) из формулы

$$v_i = \left[\int_{V_i} d\mathbf{r} \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Psi_i(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) / v(\mathbf{r}, E) \right]^{-1}.$$

Проинтегрируем уравнение (1) по объёму V_i и с учётом введённых приближений (2)...(5) и выражения (6) преобразуем уравнение к виду

$$W_i(t) = \sum_{j=1}^m \int_{-\infty}^t dt' [(1 - \beta_j) \frac{v_j}{v_i} W_j(t') \alpha_{ij}(t' \rightarrow t) + \\ + \sum_k \gamma_{ij}^k(t' \rightarrow t) \beta_k^j \int_{-\infty}^{t'} d\tau \lambda_k \frac{v_j}{v_i} W_j(\tau) e^{-\lambda_k(t'-\tau)} + \\ + \frac{1}{v_i} S_j(t') g_{ij}(t' \rightarrow t)], \quad (7)$$

где

$$\alpha_{ij}(t' \rightarrow t) = \int_{V_i} d\mathbf{r} \int_{V_j} d\mathbf{r}' \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Psi_j(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) \times \\ \times \alpha(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t), \quad (8)$$

$$\gamma_{ij}^k(t' \rightarrow t) = \int_{V_i} d\mathbf{r} \int_{V_j} d\mathbf{r}' \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Psi_j(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) \times \\ \times \gamma^k(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t), \quad (9)$$

$$g_{ij}(t' \rightarrow t) = \int_{V_i} d\mathbf{r} \int_{V_j} d\mathbf{r}' \int_0^\infty dE \int_{|\Omega|=1} d\Omega \Omega \Psi_j^s(\mathbf{r}, \mathbf{r}, E) \times \\ \times g(\mathbf{r}', t' \rightarrow \mathbf{r}, t), \quad (10)$$

β_j^k — доля запаздывающих нейтронов k -го излучателя в j -й подобласти, β_j — суммарная доля запаздывающих нейтронов в j -й под-

области. Выражения (8)...(10) определяют интегральные ядра перехода, которые имеют смысл числа вторичных нейтронов под-области i в момент времени t , если первичный нейтрон родился в подобласти j в момент времени t' .

Введём приближение, что распределение $\alpha_{ij}(t' \rightarrow t)$ ядер перехода для мгновенных нейтронов совпадает с распределением $\gamma_{ij}^k(t' \rightarrow t)$ ядер перехода для запаздывающих нейтронов всех предшественников и представимо в виде экспоненциальной функции, зависящей только от разности аргументов $t - t'$ [5],

$$\alpha_{ij}(t - t') = \gamma_{ij}^k(t - t') = k_{ij} e^{-(t-t')/l_{ij}} / l_{ij}, \quad (11)$$

где k_{ij} , l_{ij} — обменные коэффициенты, определения которых совпадают с определениями, данными Р. Эйвери [1]. Коэффициент связи k_{ij} определяется как среднее число вторичных нейтронов деления в i -й под-области при условии, что первичный нейтрон родился в j -й подобласти, при этом k_{ij} служит собственно коэффициентом размножения в i -й подобласти. Величина l_{ij} определяется как среднее время жизни мгновенных нейтронов для процесса их переноса из подобласти j в i при $i \neq j$ и является средним временем жизни мгновенных нейтронов i -й подобласти при $i = j$.

Интегральное уравнение (7) с учётом (11) сводится к системе интегрально-дифференциальных уравнений вида

$$\left. \begin{aligned} W_i(t) &= \sum_{j=1}^m W_{ij}(t) + \sum_{j=1}^m \int_{-\infty}^t dt' \frac{1}{v_i} S_i(t') g_{ij}(t' \rightarrow t); \\ l_{ij} dW_{ij}(t)/dt &= -W_{ij}(t) + k_{ij} \frac{v_j}{v_i} [(1 - \beta_j) W_j(t) + \\ &+ \sum_k \beta_j^k C_j^k]; \\ dC_j^k(t)/dt &= -\lambda_k C_j^k(t) + \lambda_k W_j(t), \end{aligned} \right\} \quad (12)$$

$$\begin{aligned} \text{где } i, j = \overline{1, m}, W_{ij}(t) &= \sum_{j=1}^m \int_{-\infty}^t dt' \frac{v_j}{v_i} \frac{k_{ij}}{l_{ij}} e^{-(t-t')/l_{ij}} \times \\ &\times [(1 - \beta_j) W_j(t) + \sum_k \beta_j^k C_j^k], C_j^k = \int_{-\infty}^t dt' \lambda_k W_j(t') \times \\ &\times e^{-\lambda_k(t-t')}. \end{aligned}$$

Функция $W_{ij}(t)$ имеет смысл переноса нейтронов деления из подобласти j в i , C_j^k —

функция, аналогичная концентрации k -го излучателя запаздывающих нейтронов в подобласти j . Система уравнений (12) представляет собой уравнения многооточечной кинетики, записанные для скорости реакции деления.

Рассмотрим условие критичности мгновенных нейтронов без учёта внешнего источника. Для этого “занулим” производные от функций $W_j(t)$, $C_j^k(t)$ и внешний источник $S_i(t')$. Тогда получим соотношение

$$P_i = \sum_{j=1}^m k_{ij} P_j, \quad i = \overline{1, m}, \quad (13)$$

где $P_i = W_{Ni}$ — скорость генерации нейтронов в подобласти i . Условие критичности (13) определяет отношения скоростей генерации нейтронов.

2. Вычисление коэффициентов связи с использованием программы MCU-5

Программа MCU-5 предназначена для моделирования процессов переноса нейтронов методом Монте-Карло на основе оценённых ядерных данных в системах с трёхмерной геометрией с учётом изменения изотопного состава материалов. Здесь системой называется любая конечная область пространства с заданными физическими свойствами.

Для вычисления коэффициентов связи между подобластями написан пользовательский подмодуль МРКМ (Multi-Point Kinetics Method). Расположение подобластей активной зоны задаётся объектами в исходных данных MCU. Здесь объекты определяются как выбранная пользователем совокупность материальных зон. Алгоритм считывания подмодуля МРКМ в процессе моделирования стационарного состояния программы MCU-5 построен следующим образом:

- в процессе счёта программы MCU-5 начале некоторого поколения моделирует рождение нейтрона с весом w_j в объекте j ;
- вносится вклад в статистику по весам нейтронов, родившихся в подобласти j : $I_j = I_j + w_j$;
- далее прослеживается траектория полёта нейтрона до столкновения;

– если поглощение или столкновение произошло в подобласти i , тогда рассчитывается вклад $K_{ij} = K_{ij} + w_j(r) v \Sigma_f / \Sigma_{\text{tot}}$ нейтрона в статистику, где $w_j(r)$, Σ_f , Σ_{tot} , v – соответственно вес нейтрона в точке столкновения r , сечение деления, тотальное сечение, выход нейтронов на акт деления в фазовой координате взаимодействия нейтрона со средой. Далее, аналогично, прослеживается его траектория до поглощения или вылета из системы;

– в течение расчёта суммируются оценки по поколениям $I_j^{\text{сумм}} = \sum_n I_j^n$ и

$K_{ij}^{\text{сумм}} = \sum_n K_{ij}^n$, где I_j^n и K_{ij}^n – регистрационные статистики, полученные при моделировании n -го поколения;

– в конце расчёта вычисляется матрица коэффициентов связи $k_{ij} = K_{ij}^{\text{сумм}} / I_j^{\text{сумм}}$.

3. Использование метода на модельном варианте

Проверка методики вычисления коэффициентов связи осуществлялась на полномасштабной модели активной зоны, близкой к критическому состоянию. Сравнивались распределения скорости генерации нейтронов, полученные прямым расчётом из MCU-5 и из условия критичности (13) с применением коэффициентов связи, вычисленных подмодулем МРКМ.

Схема двенадцатой части реактора представлена на рис. 1. Активная зона диаметром 122,5 см и высотой 92 см составлена из 247 одинаковых каналов, расположенных по шестигранной решётке с шагом 7,2 см. Пространство между каналами заполнено легководным замедлителем. Корпус реактора выполнен из нержавеющей стали и окружён отражателем. Цилиндрический канал радиусом 3 см включает в себя 51 твэл, 7 выгорающих поглотителей, 6 борных вытеснителей и заполнен легководным теплоносителем. Обогащение топлива 47 % по ^{235}U .

Подобласть в данном случае определяется как совокупность твэлов в канале, а расположение подобластей задавалось в соответствии со схемой нумерации (рис. 1).

Состояние реактора, близкое к критичности ($k_{\text{эф}} = 0,999$ при статистике $36 \cdot 10^6$ историй), достигалось перемещением стержней регулирования. Уровень погружения оставался одинаковым для всех стержней. Результаты расчёта представлены в табл. 1. Применение метода для оценки распределения скорости генерации нейтронов для системы, близкой к критике, дало хорошее согласие с результатами MCU-5.

4. Апробация расчёта коэффициентов связи на экспериментальных данных

Сравнение расчётных коэффициентов связи с экспериментальными данными про-

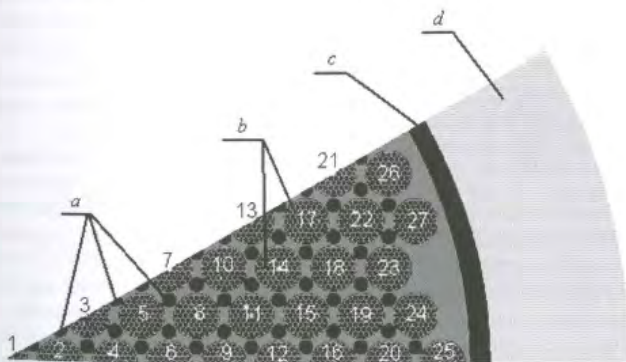


Рис. 1. Схема двенадцатой части активной зоны и нумерация каналов: a – стержни регулирования, b – каналы, c – корпус, d – отражатель

ведено на основе опытов, изложенных в работе [8], где определялось критическое состояние системы из двух цилиндрических гомогенных реакторов при различных расстояниях между ними. При этом состав каждого реактора, если рассматривать его изолированным от другого, обеспечивал подкритическое состояние.

Таблица 1. Распределение скоростей генерации нейтронов по активной зоне (в относительных единицах): P_{MCU} – расчёт по программе MCU, $P_{КС}$ вычислено из соотношения (13) с учётом коэффициентов связи (КС)

Номер канала	P_{MCU}	$P_{КС}$	Отклонение, %
1	0,057	0,057	0,11
2	0,056	0,056	- 0,02
3	0,054	0,054	0,11
4	0,054	0,054	0,02
5	0,051	0,051	- 0,01
6	0,050	0,050	0,22
7	0,047	0,047	0,03
8	0,047	0,047	0,00
9	0,045	0,045	- 0,16
10	0,042	0,042	0,06
11	0,041	0,041	- 0,20
12	0,038	0,038	- 0,16
13	0,037	0,037	0,07
14	0,036	0,036	- 0,15
15	0,034	0,034	0,00
16	0,031	0,031	0,02
17	0,031	0,031	0,15
18	0,030	0,029	- 0,26
19	0,027	0,027	- 0,16
20	0,024	0,024	0,06
21	0,025	0,025	0,12
22	0,024	0,024	- 0,20
23	0,027	0,026	- 0,08
24	0,026	0,026	0,04
25	0,020	0,020	0,52
26	0,022	0,022	- 0,02
27	0,023	0,023	- 0,16

Стенки реакторов состоят из нержавеющей стали 1Х18Н9Т толщиной 1,5 мм. Активная зона реактора – водный раствор соли $UO_2(NO_3)_2$ с ураном 90 % обогащения. Диаметр активной зоны 30 см.

Опыт проводился следующим образом. Реакторы придвигали вплотную друг к другу и одновременно заполняли раствором

урановой соли до достижения критического состояния всей системы. При этом активные зоны каждого из реакторов имели одинаковые состав и объём. Далее один из реакторов отодвигался на определённый шаг по расстоянию. Процедура достижения критичности системы проводилась аналогичным образом. Полное расстояние между цилиндрами менялось от 0 до 120 см. Эксперименты проводились для различных составов раствора соли. Концентрация раствора и отношение ядерных концентраций водорода и ^{235}U представлены в табл. 2.

Таблица 2. Параметры раствора соли в опытах: C – концентрация соли в воде, ρ_H/ρ_s – отношение ядерных концентраций водорода и ^{235}U

Опыт	C , г/л	ρ_H/ρ_s
1	105	260
2	74	380
3	55	520

Подкритичность одного из реакторов в зависимости от расстояния r между ними рассчитывалась по формуле $K_{изол}(r) = (1 + \chi_0^2 \tau)(1 + \chi_0^2 L^2 / [(1 + \chi^2 (V(r)) \tau)(1 + \chi^2 (V(r)) L^2)]$, где χ_0 – геометрический параметр критического реактора, χ – геометрический параметр подкритического реактора, $V(r)$ – объём одного из реакторов в момент критичности системы из двух реакторов. Поскольку реакторы имели одинаковые состав и геометрию, то в силу симметрии коэффициенты связи определяются по формуле $k_{12}^{экс}(r) = k_{21}^{экс}(r) = 1 - K_{изол}(r)$.

На рис. 2...4 показаны графики зависимости экспериментальных и расчётных (по МРКМ) коэффициентов связи от расстояния между реакторами.

Качественное поведение расчётных экспериментальных данных совпадает, что позволяет судить об адекватности построенной методики для расчёта коэффициентов связи. Частичное расхождение результатов при небольших расстояниях может быть обусловлено взаимным влиянием активных зон, вследствие которого собственная функция потока каждого из реакторов смещается к центру их сближения.

Закключение

В работе представлены уравнения многооточечной кинетики с учётом запаздывающих нейтронов, записанные для скорости реакции деления. Для программы MSU-5 создан подмодуль МРКМ, обеспечивающий вычисление коэффициентов связи, необходимых для решения полученных уравнений. На примере модельной задачи показана согласованность результатов расчёта MSU-5 и подмодуля МРКМ. В п. 4 результаты расчёта коэффициентов связи удовлетворительно согласуются с экспериментальными данными.

Список литературы

1. Эйвери Р. Теория связанных реакторов. В кн.: II Межд. конф. по мирному использованию атомной энергии. Избр. докл. иностр. учёных, т. 2. Женева, 1958.
2. Быков В.П., Шаталов Г.Е. Взаимодействие связанных реакторов (обзор). Отчёт ИАЭ им. И.В. Курчатова инв. № 36/307, 1970.
3. Абрамов Б.Д. Некоторые модификации теории связанных реакторов // Атомная энергия, 2001, т. 90, вып. 5, с. 337.
4. Абрамов Б.Д. Некоторые вопросы математического моделирования реакторов. Препринт ФЭИ-2778. Обнинск, 2000.
5. Пунко С.В. Модель пространственной кинетики реактора. Ч. 1. Теория: Препринт ФЭИ-2054, 1989.
6. Гулевич А.В., Дьяченко П.П., Зродников А.В., Кухарчук О.Ф. Связанные реакторные системы импульсного действия. М.: Энергоатомиздат, 2003.
7. Белл Д., Глестон С. Теория ядерных реакторов. М.: Атомиздат, 1974.
8. Камаев А.В., Дубовский Б.Г., Вавилов В.В., Попов Г.Г., Паламарчук Ю.Д., Иванов С.И. Экспериментальное изучение эффектов взаимодействия двух реакторов. В кн.: Исследование критических параметров реакторных систем. М.: Госатомиздат, 1960.

Контактная информация –

Иоаннисан Михаил Викторович, инженер,
тел.: (499)196-99-64, e-mail: fragm3nt@list.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1,
с. 27–33.

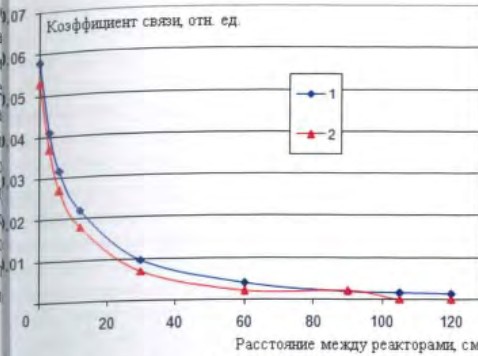


Рис. 2. Зависимость коэффициентов связи от расстояния между реакторами (опыт 1): 1 – расчётные значения, 2 – экспериментальные значения

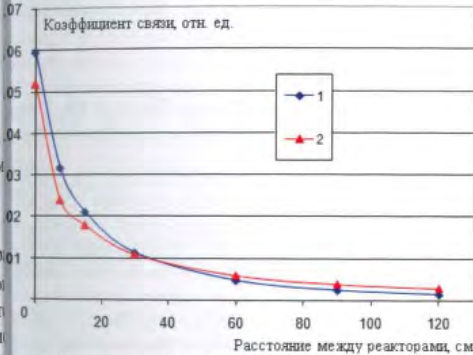


Рис. 3. Зависимость коэффициентов связи от расстояния между реакторами (опыт 2): 1 – расчётные значения, 2 – экспериментальные значения

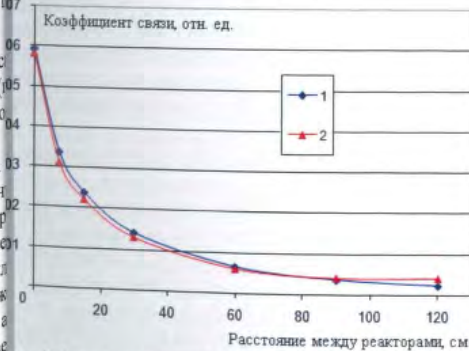


Рис. 4. Зависимость коэффициентов связи от расстояния между реакторами (опыт 3): 1 – расчётные значения, 2 – экспериментальные значения

Влияние доли реакторного гамма-излучения на полный сигнал датчика прямого заряда

А.Ю. Курченков, А.С. Кулаков, Н.И. Алексеев, А.Е. Калинушкин,
НИИ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 10.03.2011 г.

При контроле за линейным энерговыделением в активной зоне реактора программное обеспечение Хортица-М, входящее в состав СВРК-М, опирается только на показания ДПЗ с применением нейтронно-физического расчёта для согласованного определения энерговыделения в неизмеряемых ТВС. Степень достоверности интерпретации показаний ДПЗ в значительной мере определяет безопасную и экономичную работу реактора. До настоящего времени делалось предположение, что доля в сигнале ДПЗ от реакторного гамма-излучения не превышает одного процента, не зависит от обогащения ТВС, выгораания ТВС и ДПЗ. В связи со сложностью в настоящее время проведения экспериментальной оценки вклада в ток ДПЗ реакторного гамма-излучения в данной работе приводится расчётная оценка с использованием современных программ и библиотек констант. По результатам проведённого исследования обсуждается вопрос о целесообразности учёта реакторного гамма-излучения в функции перехода от тока ДПЗ к энерговыделению шести твэлов, окружающих ДПЗ, с зависимостью как от сорта ТВС так и от выгорания ТВС и ДПЗ.

Ключевые слова: ДПЗ, ТВС, СВРК-М, реакторное гамма-излучение.

Influence of Gamma-Radiation on Self-Powered Neutron Detector (SPND) Full Signal. A.Yu. Kurchenkov, A.S. Kulakov, N.I. Alekseev, A.E. Kalinushkin, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq. Moscow, 123182.

To fulfil the task of core linear power monitoring, software Hortica-M, as a part of in-core instrumentation system (ICIS-M), uses only SPND signals and neutron-physics calculation to obtain the power of unmeasurable fuel assemblies (FA). Confidence level of interpretation of SPND signals to great extent defines safe and efficient operation of reactor. Up to the present time, there has existed an assumption that the share of reactor gamma-radiation in full SPND signal does not exceed one percent, does not depend on fuel enrichment and FA or SPND burning. Due to the difficulty of experimental estimation of gamma-radiation contribution to SPND current, which exists nowadays, the paper gives a calculated estimation made by comprehensive code and constant libraries. On the ground of obtained data it was concluded that it is necessary to account the reactor gamma-radiation and dependence both on FA type and burnup in FA and SPND in the function of transition from SPND current to the power density of six rods surrounding SPND.

Key Words: SPND, FA, ICIS-M, Reactor Gamma-Radiation.

Введение

В отличие от всех известных программных комплексов, рассчитывающих распределение энерговыделения в активной зоне при эксплуатации реакторной установки, программное обеспечение Хортица-М опирается при восстановлении энерговыделения в активной зоне только на показания детекторов прямого заряда (ДПЗ) с применением мелко- и крупносеточного нейтронно-физических расчётов для интерполяции полей энерговыделения в кассетах, не содержащих ДПЗ. В связи с этим правильная интерпретация показаний ДПЗ, а конкретно

функции перехода от тока ДПЗ к линейному энерговыделению твэлов, окружающих ДПЗ, играет определяющую роль в восстановлении энерговыделения в активной зоне реактора.

В основе работы ДПЗ лежат ядерно-физические процессы, приводящие к эмиссии свободных электронов и образованию заряда в исходно нейтральном материале ДПЗ за счёт переноса электронов и перераспределения их заряда между зонами датчика. ДПЗ с эмиттером из родия основным процессом является активация родия нейтронами. Образующиеся при захвате нейтронов ядра являются β -активными, т.е. представля-

яют собой распределённый в объёме эмиттера источник электронов высокой энергии. Кроме основного процесса, которым является радиоактивный распад, к эмиссии электронов приводит взаимодействие с материалами ДПЗ γ -излучения различного происхождения, которое присутствует в реакторе при работе на мощности.

В существующей методике подготовки переходной функции считается, что доля реакторного γ -излучения в полном сигнале родиевого ДПЗ не превышает одного процента и не зависит от обогащения ТВС, выгорания ТВС и ДПЗ.

В работе приводятся результаты расчётов исследования влияния реакторного γ -излучения на полный сигнал родиевого ДПЗ с зависимостью как от обогащения топлива, так и от его выгорания. Расчёты переноса частиц в системе и моделирование процессов ядерно-физического взаимодействия проводились по программам семейства MCN на двумерной модели ТВС ВВЭР азного обогащения в асимптотическом приближении.

Краткое описание механизмов образования сигнала ДПЗ с эмиттером из родия

В результате реакции захвата нейтрона стабильным ядром ^{103}Rh возникает радиоактивное ядро $^{104\text{m.g}}\text{Rh}$ в основном или метастабильном состоянии, при β -распаде которого высвобождается β -частица (свободный электрон), а в точке эмиттера, где произошёл акт радиоактивного распада, остаётся положительно заряженный ион.

Высокая кинетическая энергия β -частицы позволяет ей с большой долей вероятности покинуть эмиттер и поглотиться в изоляторе или коллекторе ДПЗ или вообще выйти за его пределы. Нарушение баланса зарядов в первоначально нейтральном эмиттере и есть тот процесс, который вызывает распыловое токообразование в ДПЗ.

Дополнительным источником свободных электронов служит γ -излучение, проходящее через материалы ДПЗ. Эмиссия электронов при прохождении γ -квантов в веществе возможна в результате трёх видов

взаимодействия: фотоэффекта, Комптон-эффекта и эффекта образования пар электрон-позитрон. Вероятность взаимодействия по тому или иному каналу зависит от энергии γ -кванта.

Фотоэффект служит основным каналом взаимодействия мягкого рентгеновского излучения с атомами тяжёлых элементов. Вылет атомного электрона, получившего всю энергию γ -кванта, за пределы атома сопровождается рентгеновским излучением или испусканием Оже-электронов.

В результате Комптон-эффекта происходит рассеяние γ -кванта достаточно большой энергии (жёсткое рентгеновское и γ -излучение) на внешних электронах атомов, которые для γ -квантов таких энергий являются практически свободными. В результате комптоновского рассеяния электрон отдаёт приобретает кинетическую энергию, достаточную для того, чтобы покинуть электронную оболочку атома. Некоторый дополнительный вклад в суммарную эмиссию комптоновских электронов вносит рассеяние γ -квантов на свободных электронах, однако это взаимодействие существенно слабее Комптон-эффекта на электронных оболочках ядер среды.

Эффект образования пары электрон-позитрон возможен в электромагнитном поле ядра или электрона при достаточно больших энергиях γ -квантов (выше порога в 1,022 или 2,044 МэВ, соответственно). При взаимодействии с полем атома или электрона энергия γ -кванта передаётся электрону отдачи, который покидает электронную оболочку атома с образованием античастицы — позитрона.

Таким образом, прохождение γ -излучения через материалы детектора приводит к высвобождению большого числа электронов, причём движение свободных электронов сопровождается испусканием вторичных γ -квантов (рентгеновское, тормозное, аннигиляционное излучения), способных в свою очередь снова вызвать эмиссию электронов.

Дополнительным механизмом эмиссии электронов служит неупругое взаимодействие свободных электронов большой энер-

гии с электронами атомных оболочек, при котором происходят ионизация оболочек и вылет вторичных электронов с возможной дальнейшей релаксацией атома и дополнительным вылетом Оже-электронов. Именно этот механизм является источником подавляющего количества электронов в облучаемых материалах.

При включении ДПЗ в измерительную цепь заряд, образующийся в эмиттере, стекает с него с той же скоростью, с которой генерируется, т.е. величина тока (с точностью до множителей, учитывающих электротехнические характеристики цепи) пропорциональна скорости образования заряда в эмиттере.

Таким образом, задача расчёта скорости образования заряда сводится к задаче расчёта переноса электронов в системе ДПЗ. Для этого в расчётной системе выделяются поверхности, на которых определяется поток электронов в противоположных направлениях — к центру ДПЗ или от центра. В качестве таких поверхностей естественно использовать цилиндрические границы эмиттера, изолятора и коллектора, чтобы по балансу взаимно-направленных перетечек электронов через них определить скорость образования заряда на каждом из элементов ДПЗ.

2. Описание расчётной модели

Расчёты проводились на двумерной модели, представляющей собой кассету ВВЭР-1000 из 312 твэлов одинакового

состава (радиус по топливу 0,3865 см, толщина оболочки 0,0731 см, шаг решётки 1,275 см) и 19-ти направляющих труб (внешний/внутренний радиус 0,6532/0,55 см), в одной из которых (центральной) расположен ДПЗ.

Все расчёты выполнялись при плотности замедлителя в ТВС 0,7241 г/см³ и с независящей от выгорания топлива концентрацией бора 0,6 г/кгН₂О. Мощность ТВС также оставалась постоянной (107,8 Вт/см³) для всех глубин выгорания. Расчёты проводились при температуре топлива 890 К, замедлителя и ДПЗ — 575 К. Рассматривались два обогащения ТВС: 1,6 и 4,95 %. Размеры и состав ДПЗ приведены в табл. 1.

3. Характеристики запаздывающих фотонов при выгорании ТВС

Для определения характеристик запаздывающих фотонов при выгорании рассмотрены топливные ячейки с обогащениями 1,6 и 4,95 % по ²³⁵U. Геометрия расчётной модели для обоих обогащений одна и та же. Высота ячейки в расчётах принималась равной 1 см, шаг ячейки 1,275 см, на боковых гранях ставилось условие отражения, на нижнем и верхнем торцах — трансляция. Топливу моделировалось без центральных отверстий и зазоров на границе с оболочкой.

Выгорание топлива для обогащения 1,6 % проводилось до 30 МВт-сут/кгU, а для обогащения 4,95 % — до 60 МВт-сут/кгU. Расчёт выгорания до 10 МВт-сут/кгU выполнялся

Таблица 1. Конструкция ДПЗ

Элемент конструкции		Внешний радиус, см	Внутренний радиус, см	Материал	Плотность, г/см ³
Эмиттер		0,0242	—	Rh нат.	12,4
Изолятор		0,0525	0,0375	SiO ₂	2,22
Коллектор		0,075	0,07	ХН78Т	8,35
Экранирующая оболочка		0,135	0,085	12Х18Н10Т	7,90
Чехол		0,375	0,325	08Х18Н10Т	7,90
Кабель (4 шт.)	Жила (2 шт. на кабель)	0,01	—	Инконель	8,47
	Изолятор	—	—	Al ₂ O ₃	2,50
	Оболочка	0,05	0,0425	Инконель	8,47

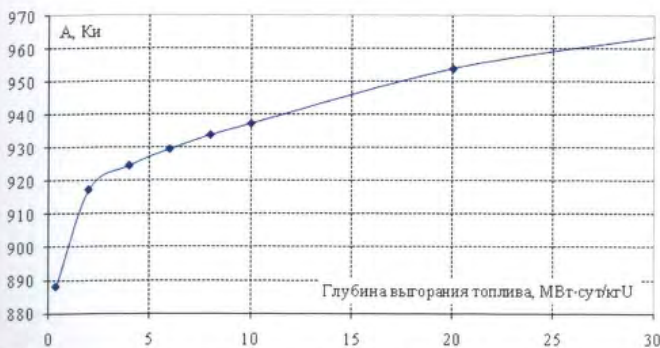


Рис. 1. Полная активность запаздывающего ($\beta + \gamma$)-излучения при выгорании топлива обогащения 1,6 % по изотопу ^{235}U при постоянном уровне мощности деления 151,76 Вт

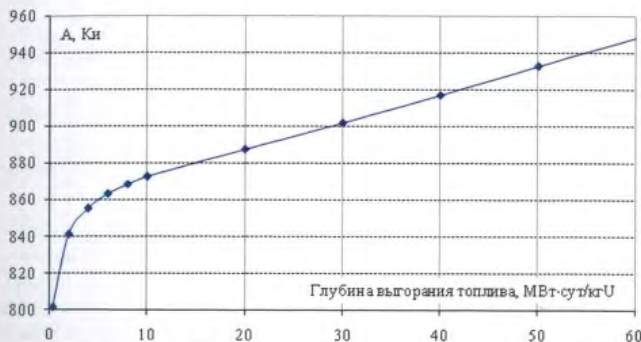


Рис. 2. Полная активность запаздывающего ($\beta + \gamma$)-излучения при выгорании топлива обогащения 4,95 % по изотопу ^{235}U при постоянном уровне мощности деления 151,76 Вт

я 1,6, обнялся с разбивкой на шаги по 0,4 МВт-сут/кгU, а далее – по 5 МВт-сут/кгU. Мощность рассчитываемой ячейки принималась равной 151,76 Вт. Характеристики запаздывающего излучения приводятся на момент сразу же после осуществления реакции деления.

Полная активность A запаздывающего радиационного излучения в топливе с обогащением 1,6 % при мощности деления 151,76 Вт представлена на рис. 1. По мере выгорания от 0,4 до 30 МВт-сут/кгU активность излучения возрастает приблизительно на 8 %.

Полная активность A запаздывающего излучения в топливе с обогащением 4,95 % при мощности деления 151,76 Вт представлена на рис. 2. По мере выгорания от 0,4 до

60 МВт-сут/кгU активность излучения возрастает приблизительно на 20 %.

Доля мощности запаздывающего радиационного излучения в топливе с обогащением 1,6 % от заданной (151,76 Вт) составляет 6,2...6,6 %, при этом доля мощности запаздывающих фотонов – 3,4...3,6 %. Доля мощности запаздывающего радиационного излучения для топлива с обогащением 4,95 % составляет 6,3...6,5 %, а доля в мощности запаздывающих фотонов – 3,5...3,6 % от 151,76 Вт.

Рассмотрим далее абсолютную интенсивность запаздывающих фотонов в топливе при заданной мощности ячейки. Результаты приводятся на рис. 3, 4, из которых видно, что до 30 МВт-сут/кгU (рис. 3) ход кривых при обогащениях 1,6 и 4,95 % оди-

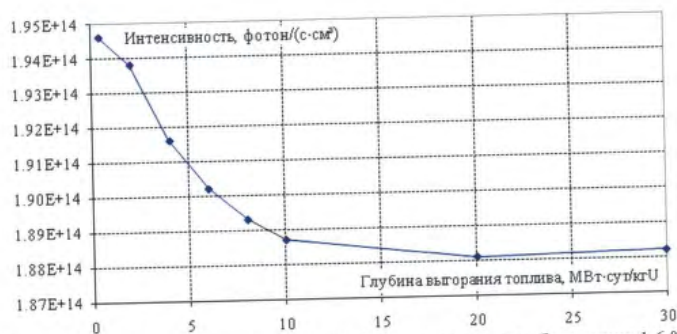


Рис. 3. Интенсивность запаздывающих фотонов в топливе обогащения 1,6 % по изотопу ^{235}U при постоянном уровне мощности деления 151,76 Вт

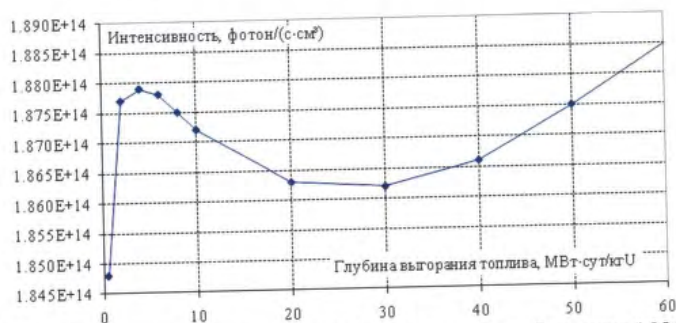


Рис. 4. Интенсивность запаздывающих фотонов в топливе обогащения 4,95 % по изотопу ^{235}U при постоянном уровне мощности деления 151,76 Вт

наков. После 30 МВт·сут/кгU при обогащении 4,95 % идёт возрастание интенсивности фотонов.

Заметные изменения выхода фотонов при увеличении выгорания топлива происходят только в начале выгорания за счёт изменения ядерных концентраций источников фотонов. При выгораниях более 0,8 МВт·сут/кгU выход фотонов для указанных средних энергий изменяется лишь в пределах 3 %. Это объясняется тем, что ядерные концентрации источников фотонов вышли в равновесное состояние. При необходимости начальный диапазон выгораний до 20 сут при номинальной мощности реакторов следует изучать отдельно, поскольку в нём могут быть неуставившийся спектр и интенсивность запаздывающих фотонов.

4. Спектр мгновенных фотонов при выгорании топлива

Для получения спектров мгновенных нейтронов и скоростей реакций поглощения нейтронов в родии в ТВС с обогащением топлива 1,6 % проведены расчёты при выгорании топлива 10 и 30 МВт·сут/кгU для ТВС с обогащением 4,95 % при выгорании топлива 10 и 60 МВт·сут/кгU. Мощность составляла 47,349 кВт. Нуклидный состав топлива брался из ячеечных расчётов и задавался во всех твэлах одинаковым.

На рис. 5 показаны расчётные значения выхода мгновенных фотонов на один рождённый нейтрон. На рис. 6 и 7 приводятся спектры мгновенных и запаздывающих фотонов для различных обогащений и выгораний топлива. Реально максимальная энергия мгновенных фотонов может составлять

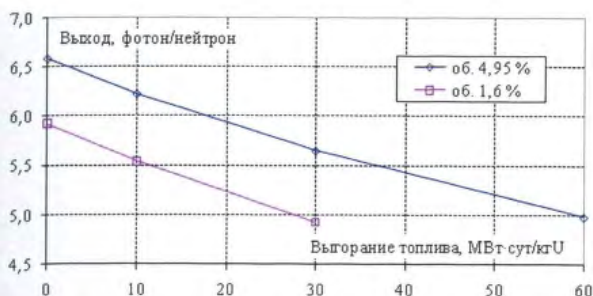


Рис. 5. Расчётное значение выхода мгновенных фотонов на один рождённый нейтрон

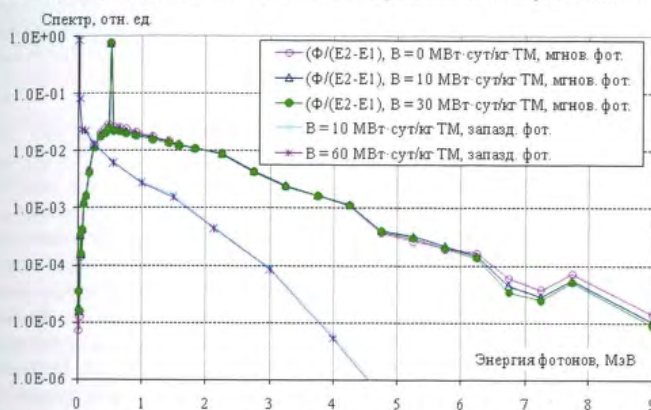


Рис. 6. Спектр мгновенных и запаздывающих фотонов при обогащении топлива 1,6 % по изотопу ^{235}U

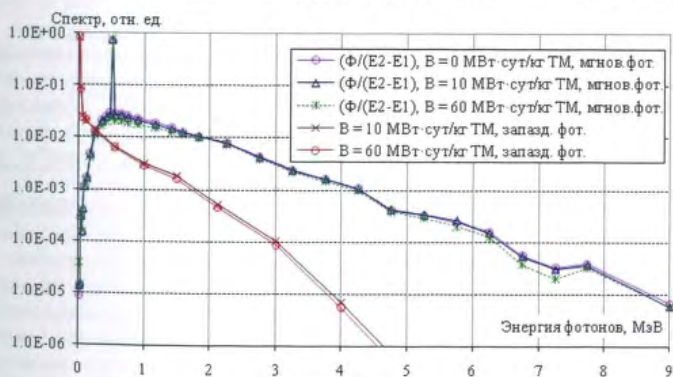


Рис. 7. Спектр мгновенных и запаздывающих фотонов при обогащении топлива 4,95 % по изотопу ^{235}U

14 МэВ, но выход высокоэнергетических фотонов очень мал.

Интересно отметить, что в спектре мгновенных фотонов выделяется резкий

пик выхода фотонов с энергией чуть более 0,5 МэВ. Величина пика зависит от выхода фотонов и ширины энергетической группы, так как откладывается величина, делённая

на ΔE . Группа эта очень узкая ($5,12 \cdot 10^5 \dots 5,10 \cdot 10^5$), всего 0,002 МэВ. Выход же фотонов велик из-за аннигиляции позитронов на электронах. В результате получаем узкий и высокий пик выхода фотонов.

5. Вклад составляющих от мгновенных и запаздывающих фотонов в полный сигнал ДПЗ

Расчёт составляющих сигнала ДПЗ для ТВС с обогащением топлива 1,6 % проводился по двум программам: MCU-PD и MCU-REA; для ТВС с обогащением 4,95 % – по MCU-REA.

Программы семейства MCU (MCU-REA и MCU-PD) предназначены для решения аналоговыми и неаналоговыми (весовыми) методами Монте-Карло неоднородных уравнений переноса нейтронов, фотонов, электронов и позитронов в заданной системе с учётом изменения нуклидного состава её материалов в процессе облучения. Для нейтронов программы решают и однородное уравнение (задачи о критичности систем, размножающих нейтроны).

Системы состоят из конечного числа геометрических зон, ограниченных плоскостями или поверхностями второго порядка, параметры которых задаются пользователем. Каждая зона заполнена однородным материалом. Каждый материал определяется набором параметров: температурой; списком нуклидов, содержащихся в нём; ядерной концентрацией нуклидов и т.д.

Геометрический модуль моделирует трехмерные системы с произвольной геометрией, применяя комбинаторный подход, основанный на описании сложных пространственных форм (зоны) комбинациями простых тел или поверхностей с помощью теоретико-множественных операций пересечения, дополнения и объединения на основе некоторого набора типов тел-примитивов. Для обеспечения эффективности счёта все тела ограничены плоскостями или поверхностями второго порядка. Возможно задание сетей и решёток, получаемых размножением некоторых исходных элементов, заданных с помощью комбинаторики.

Могут быть заданы следующие симметрии: зеркальная, поворотная, сдвиговая (трансляционная). Можно использовать следующие физические граничные условия: утечка, т.е. чёрная поглощающая поверхность; белое отражение; граничные условия, соответствующие задаче с утечкой, заданной баклингом. Кроме условий утечки и отражения допускается их комбинация.

Для моделирования взаимодействия фотонов, электронов и позитронов с веществом в программе MCU-REA применяется программа EGS4 [3], включённая в неё. Константное обеспечение программы MCU-REA составляет банк нейтронно-физических данных DLC/MCUDAT-2.2 и библиотеки программы EGS4.

Программа MCU-PD при моделировании взаимодействия фотонов, электронов и позитронов с веществом использует свои подмодули физического модуля. Константное обеспечение программы MCU-PD составляет банк данных MCUDB50, состоящий из набора разделов, которые могут применяться в расчётах разными подмодулями составного физического модуля.

Физический модуль позволяет учитывать эффекты непрерывного изменения энергии частицы при столкновениях, а также как непрерывную, так и ступенчатую зависимость сечений от энергии.

Регистрируются эффективный коэффициент размножения нейтронов, распределение энерговыделения, эффективная доля запаздывающих нейтронов, потоки частиц поглощённый заряд, скорости различных реакций и другие функционалы.

Программа MCU-PD выполняет расчёты на многопроцессорных компьютерах. Распараллеливание программы MCU-PD осуществлено на базе программного интерфейса MPI (Message Passing Interface).

Условно составляющие сигнала ДПЗ делятся на мгновенную (комптоновскую родиевую составляющую, связанную с активацией нейтронами ядер ^{103}Rh и последующим их переходом в основное состояние с испусканием жёстких фотонов, которые свою очередь взаимодействуют с материалами датчика, что приводит к образованию

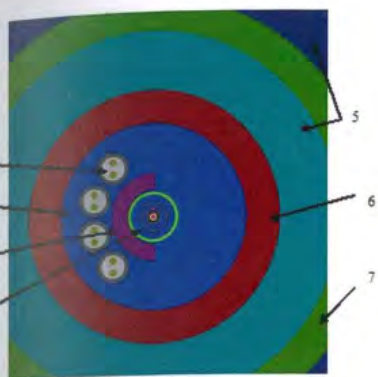


рис. 8. Расчётная модель для фотон-электронной задачи: 1 – кабель; 2 – наполнитель; 3 – экранирующая оболочка; 4 – родиевый детектор; 5 – теплоноситель; 6 – оболочка; 7 – центральная трубка ТВС

электронов и позитронов; на запаздывающую составляющую, связанную с деактивацией нейтронами ядер ^{103}Rh с β -могут реакторных фотонов и на запаздывающую фотонную составляющую за счёт прочитывков деления.

Электронно-фотонный расчёт сигнала в ДПЗ проводится для полученного распределения

ления поглощений нейтронов по эмиттеру и потока реакторных фотонов. Расчётная область, в которой моделировались электронно-фотонные процессы, изображена на рис. 8. Любая частица, покинувшая её пределы, более не рассматривалась. На рисунке изолятор ДПЗ разделён на две зоны. Вклад в сигнал вносят только электроны и позитроны, поглотившиеся внутри этой поверхности раздела.

При расчёте сигнала ДПЗ от поглощённых в эмиттере электронов отдельно рассчитывались составляющие: запаздывающая от вылета β -распадных электронов и мгновенная от взаимодействия со средой фотонов, испускаемых в результате захвата нейтрона ядром ^{103}Rh .

В табл. 2...4 представлены заряды, возникающие в ДПЗ в результате отмеченных выше процессов для различных выгораний.

Закключение

По результатам проведённого исследования можно рассмотреть вопрос о целесообразности учёта реакторного гамма-излучения в функции перехода от тока ДПЗ к энерговыделению шести твэлов, окружающих ДПЗ, с зависимостью как от сорта

Таблица 2. Заряды, возникающие в ДПЗ к ТВС с обогащением топлива 1,6 % (расчёт по MCU-REA): В – выгорание в МВт-сут/кгУ

	Мгновенная родиевая составляющая	Запаздывающая родиевая составляющая	Мгновенная составляющая от реакторных фотонов	Запаздывающая составляющая от реакторных фотонов	Суммарный сигнал
В = 0					
Кл/нейтр	9.896E-25	2.453E-23	2.117E-25	0.000E+00	2.573E-23
%	3,85	95,33	0,82	0	100
A	3.387E-09	8.396E-08	7.245E-10	0.000E+00	8.807E-08
В = 10					
Кл /нейтр	7.405E-25	1.848E-23	1.997E-25	9.483E-26	1.952E-23
%	3,79	94,7	1,02	0,49	100
A	3.286E-09	8.201E-08	8.862E-10	1.790E-11	8.620E-08
В = 30					
Кл /нейтр	6.304E-25	1.580E-23	1.813E-25	8.550E-26	1.670E-23
%	3,78	94,63	1,09	0,51	100
A	2.975E-09	7.458E-08	8.557E-10	1.609E-11	7.843E-08

Таблица 3. Заряды, возникающие в ДПЗ к ТВС с обогащением топлива 1,6 % (расчёт по MCU-PD): В – выгорание в МВт·сут/кгU

	Мгновенная родиевая составляющая	Запаздывающая родиевая составляющая	Мгновенная составляющая от реакторных фотонов	Запаздывающая составляющая от реакторных фотонов	Суммарный сигнал
B = 0					
Кл /нейтр	1.075E-24	2.475E-23	2.520E-25	0.000E+00	2.608E-23
%	4,12	94,91	0,97	0	100
A	3.678E-09	8.472E-08	8.624E-10	0.000E+00	8.926E-08
B = 10					
Кл /нейтр	8.017E-25	1.861E-23	2.378E-25	1.346E-25	1.979E-23
%	4,05	94,07	1,2	0,68	100
A	3.270E-09	7.593E-08	9.699E-10	2.539E-11	8.019E-08
B = 30					
Кл /нейтр	6.789E-25	1.622E-23	2.159E-25	1.136E-25	1.723E-23
%	3,94	94,15	1,25	0,66	100
A	3.211E-09	7.673E-08	1.021E-09	2.137E-11	8.098E-08

Таблица 4. Заряды, возникающие в ДПЗ к ТВС с обогащением топлива 4,95 % (расчёт по MCU-REA): В – выгорание в МВт·сут/кгU

	Мгновенная родиевая составляющая	Запаздывающая родиевая составляющая	Мгновенная составляющая от реакторных фотонов	Запаздывающая составляющая от реакторных фотонов	Суммарный сигнал
B = 0					
Кл /нейтр	5.724E-25	1.445E-23	2.237E-25	0.000E+00	1.525E-23
%	3,75	94,78	1,47	0	100
A	1.522E-09	3.843E-08	5.949E-10	0.000E+00	4.055E-08
B = 10					
Кл /нейтр	5.121E-25	1.293E-23	2.156E-25	1.073E-25	1.377E-23
%	3,72	93,93	1,57	0,78	100
A	1.572E-09	3.970E-08	6.619E-10	2.008E-11	4.195E-08
B = 60					
Кл /нейтр	4.691E-25	1.183E-23	1.837E-25	9.120E-26	1.257E-23
%	3,73	94,08	1,46	0,73	100
A	2.086E-09	5.260E-08	8.172E-10	1.719E-11	5.552E-08

ТВС, так и от выгорания ТВС и ДПЗ. Следует отметить, что в проведённых исследованиях родий в ДПЗ не выгорал и, следовательно, в реальной ситуации доля реакторного излучения будет расти (до 2,5 раз при большом выгорании). Также следует обратить внимание, что данный анализ в полном виде делается впервые и нужно дальше развивать методику расчётов электронно-фотонного каскада методом Монте-Карло,

привлекая по возможности экспериментальные данные.

Список литературы

1. Mitin V., Semchenkov Yu., Kalinushkin
Modern in-core control system of VVER-1000 reactors (V-320) by fuel assemblies with individual characteristics using. Report on 17 AER Symp. VVER reactors physics and reactors safety, Yalta, Ukraine, 23-29 September 2007.

2. Курченков А.Ю. Выгорание родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000. Методика определения линейного энерговыделения по показаниям ДПЗ // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 3, с. 6–25.
3. Gorodkov S., Marin S., Tsimbalov S. In-core SPND response calculation with MCU and EGS4 codes / Proc. of the 10-th Symp. of AER. Moscow, 8-22 September 2000, p. 735–738.

Контактная информация –
Курченков Александр Юрьевич, с. н. с., тел.: (499)196-72-11, e-mail: s327@vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, с. 34–43.

УДК 621.3.002

Учёт выгорания родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000

А.Ю. Курченков, А.И. Ковель,

НИЦ “Курчатовский институт”, 123182, Москва, пл. Курчатова, 1,

В.А. Хватов, В.М. Чапаев,

Филиал ОАО “Концерн Росэнергоатом” “Калининская атомная станция”, 171841, г. Удомля
Поступила в редакцию 19.08.2011 г.

Описывается методика определения зависимости выгорания родиевого детектора прямого заряда (ДПЗ) от протекшего через него заряда.

Ключевые слова: ДПЗ, система внутриреакторного контроля.

Taking into Consideration of a Rhodium Self-Powered Neutron Detector (SPND) Burning up in VVER-1000. A.Yu. Kurchenkov, A.I. Kovel', NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182, V.A. Khvatov, V.M. Chapaev, JSC Rosenergoatom Concern Affiliate – Kalinin Nuclear Power Plant, Udomlya, Tver' Region, 171841.

It is described a methods of definition of a SPND burn up dependence on the produced integral charge.

Key Words: SPND, In-Core Noise Diagnostic Systems.

Введение

Степень достоверности перехода от показаний ДПЗ в СВРК к линейному энерговыделению ТВС в значительной мере определяет безопасную и экономичную работу реактора.

Одной из важных составляющих в определении линейного энерговыделения ТВС по току ДПЗ является учёт его выгорания. Следует отметить, что в ПО “Орион-М” [1] в процессе эксплуатации ДПЗ и ТВС функции перехода от тока ДПЗ к линейному энерговыделению ТВС, связывающих ДПЗ, и функции учёта выгорания ДПЗ не перекалибровываются. Тем не менее в случае калибровки в условиях реактора непонятно, что будет служить

эталоном. Принципиально возможно использовать показания термпар (ТП) для ТВС, энерговыделение которых совместно контролируют ДПЗ и ТП.

Тогда в принципе возможна взаимная калибровка в пределах одной ТВС нейтронных ДПЗ и ТП. Но сейчас в основном из-за неопределённости в расходе теплоносителя, перераспределения его в сечении ТВС и возможного радиационного разогрева ТП взаимная калибровка не применяется. В связи с этим в настоящее время суммарная погрешность ДПЗ (максимально допустимая погрешность определения энерговыделения по току ДПЗ) растёт и к концу срока службы может достигать $\pm 5\%$.

Следовательно, корректный учёт выгорания ДПЗ очень важен. В ПО Хортица-М учёт выгорания ДПЗ ведётся по протекшему через него интегральному заряду, так как считается, что интегральный заряд однозначно связан с выгоранием родиевого ДПЗ [2].

Срок службы сборки внутриреакторных детекторов (СВРД) определяется характеристиками чехла как границы первого контура и необходимостью визуального осмотра при обследовании СВРД. В настоящее время он составляет 4 года.

Проектная точность определения линейного энерговыделения ТВС с СВРД и связанных с ним регламентируемых внутриреакторных параметров гарантируется примерно до 150 Кл протекшего через ДПЗ заряда. Как правило (за исключением использования СВРД начиная с первой загрузки), ограничение в 150 Кл укладывается в ограничение 4 годами эксплуатации.

За последнее время:

- мощность РУ ВВЭР-1000 повышается до 104 % $N_{\text{ном}}$, планируется повысить до 110 %;
- длительность топливных кампаний между перегрузками возросла с 270 до 510 эфф. сут, рассматривается возможность увеличения до 671 эфф. сут;
- максимальная расчётная глубина выгорания топлива повысилась с 49 до 68 МВт·сут/кгU;
- максимально допустимая тепловая мощность ТВС выросла с 27 до 29,3 МВт;
- максимальное время эксплуатации ТВС в активной зоне увеличилось с 22 500 до 40 000 эфф. час;
- неравномерность K_g энерговыделения в активной зоне повысилась с 1,35 до 1,43;
- неравномерность K_r энерговыделения в ТВС возросла с 1,5 до 1,62;
- изменилась конструкция ТВС;
- появились ТВС с совместным расположением ОР СУЗ и СВРД.

Кроме того, существенно усовершенствованы расчётные коды и константные базы, появились новые типы топлива. Однако форма учёта выгорания ДПЗ не менялась.

Также следует отметить, что, как показывают модельные расчёты, при переходе

на 18-ти месячные топливные циклы уже в середине третьей кампании эксплуатационный предел по максимальному протекшему заряду будет достигнут. Для обеспечения проектной точности контроля энерговыделения при эксплуатации СВРД в течение трёх увеличенных топливных кампаний необходимо усовершенствовать методику учёта выгорания ДПЗ и подтвердить её данными эксплуатации.

1. Методика подготовки коэффициентов чувствительности

Для перехода от тока родиевого ДПЗ к среднему линейному энерговыделению шести ближайших к датчику твэлов для каждой ТВС подготавливаются коэффициенты чувствительности (переходная функция, равная отношению среднего линейного энерговыделения шести окружающих датчик твэлов к току ДПЗ).

Переходная функция от тока ДПЗ к среднему энерговыделению 6-ти твэлов окружающих ДПЗ, определяется соотношением

$$\frac{Q_6}{J} = \frac{\int_0^\infty dv \int_0^\infty E_f \Sigma_f(e, v) \varphi(e, v) de}{e_e \int_0^\infty \int_0^\infty \varphi(e, v) P_{\text{tot}}(r) \Sigma_{\text{act}}(e, v) dv de}, \quad (1)$$

где e – энергия нейтрона; Q_6 – средняя линейная мощность шести твэлов, окружающих ДПЗ; Σ_f – сечение деления; $\varphi(e, v)$ – поток нейтронов; J – ток ДПЗ; E_f – энергия деления; e_e – заряд электрона; $P_{\text{tot}}(r)$ – вероятность вылета электрона из эмиттера без возвращения; $\Sigma_{\text{act}}(e, v)$ – сечение поглощения нейтронов.

Для перехода от среднего линейного энерговыделения 6-ти твэлов, окружающих ДПЗ, к среднему линейному энерговыделению ТВС применяется коэффициент нагрузки окружающих ДПЗ твэлов, рассчитываемый мелкосеточной диффузионной программой.

В связи с особой важностью точного определения коэффициентов чувствительности ТВС с ДПЗ С.А. Цимбалов [3] раз-

тотал и реализовал их прямой детальный расчёт для каждой кассеты ВВЭР. Показано, что без потери точности расчёт коэффициентов чувствительности в кассетах ВВЭР можно разбить на четыре независимые составляющие:

расчёт электронно-фотонного каскада ДПЗ, т.е. тока детектора на одно поглощение в каждой выбранной цилиндрической зоне родия (не зависящего от типа кассеты (выгорания родия);

нейтронно-физический расчёт активации выгорающего родия в ДПЗ в реальных спектрах каждой кассеты ВВЭР;

аппроксимация функции перехода от тока ДПЗ к линейному энерговыделению по выгоранию ТВС и параметрам состояния активной зоны реактора;

учёт выгорания ДПЗ.

Строго говоря, вышеприведенные составляющие расчёта не являются полностью независимыми, так как при выгорании родия в ДПЗ уменьшается паразитный захват нейтронов в ТВС. С другой стороны, равномерное выгорание по радиусу родиевой проволоки зависит от спектральных характеристик ТВС и приводит к перераспределению зонного токообразования и, соответственно, вкладов различных реакций в полный ток родиевого ДПЗ. Далее будет показано, что погрешности этих приближений заметно меньше разброса начальной чувствительности ДПЗ.

Расчёт электронно-фотонного каскада ДПЗ проводится с применением программ [CU, MCU_EGS4 [4] или MCNP. Нейтронно-физический расчёт активации родия средней мощности твэлов, окружающих поглотчик, проводится с использованием программы ТВС-М [5, 6] для каждого типа твэла с учётом всех возможных условий выгорания.

Таким образом, функция перехода от тока ДПЗ к линейному энерговыделению каждого типа ТВС определяется с помощью большой серии нейтронно-физических электронно-фотонных расчётов. Для связывания расчётной величины переходной функции с данными эксплуатации применяется постоянный для всех загрузок и типов ТВС

адаптационный коэффициент, близкий к единице.

2. Общие принципы работы родиевого ДПЗ

В основе работы ДПЗ лежат ядерно-физические процессы, связанные с захватом нейтронов и приводящие к эмиссии свободных электронов с образованием заряда в исходно нейтральном материале ДПЗ за счёт переноса электронов и перераспределения их заряда между зонами датчика.

В ДПЗ с эмиттером из родия основным процессом служит активация родия нейтронами. Образующиеся при захвате нейтрона ядра являются β -активными, т.е. представляют собой распределённый в объёме эмиттера источник электронов высокой энергии. Кроме основного процесса, которым служит радиоактивный распад, к эмиссии электронов приводит взаимодействие с материалами ДПЗ γ -излучения разного происхождения, которое присутствует в реакторе при работе на мощности. Следует отметить, что хотя вклад γ -излучения называется реакторным, из-за сильной экранировки реально в нём принимают участие только несколько ближайших к ДПЗ рядов ТВС.

В настоящее время известны и рассчитываются следующие вклады в полный ток родиевого ДПЗ (для ДПЗ с родиевой проволокой диаметром $\sim 0,48$ мм и изолятором из окиси кварца в порядке убывания):

- запаздывающая родиевая составляющая, связанная с активацией нейтронами ядер ^{103}Rh , и их β -эмиссия (примерно 94 %);
- мгновенная (комптоновская) родиевая составляющая, связанная с активацией нейтронами ядер ^{103}Rh и последующим их переходом в основное состояние с испусканием жёстких фотонов, которые в свою очередь взаимодействуют с материалами датчика, что приводит к образованию электронов и позитронов (примерно 3,5 %);
- мгновенная составляющая от реакторных фотонов (примерно 1,5 %);
- запаздывающая фотонная составляющая, испускаемая продуктами деления (~ 1 %);

– фоновый ток линии связи (в настоящее время у каждого ДПЗ кроме сигнальной есть фоновая жила и фоновый ток аппаратно вычитается).

Надо отметить, что в отличие от активационного тока ДПЗ ток, индуцируемый реакторным γ -излучением, не зависит от выгорания родия и, значит, его доля по мере выгорания ДПЗ увеличивается.

3. Вероятность вылета электрона из эмиттера

$P_{\text{tot}}(r)$ в формуле (1) является вероятностью вылета электронов из эмиттера ДПЗ (без возвращения). Другими словами, это число электронов, достигающих коллектора при поглощении одного нейтрона в родии и участвующих в образовании полезного сигнала:

$$P_{\text{tot}}(r) = P_a(r) + P_m(r), \quad (2)$$

где $P_a(r)$ – вероятность от запаздывающей составляющей, связанной с активацией нейтронами ядер родия; $P_m(r)$ – вероятность от мгновенной составляющей, связанной с активацией нейтронами ядер родия.

На рис. 1 приводятся распределения $P_a(r)$ и $P_m(r)$ по радиусу родиевой проволоки. Видно, что из-за разных физических процессов вероятность $P_a(r)$, связанная с главной составляющей в полном сигнале ДПЗ, максимальна на внешней поверхности родиевой проволоки, а $P_m(r)$ – в центре. Следовательно, при выгорании ДПЗ их вклады в полный сигнал будут перераспределяться.

Для сравнения на рис. 2 приводятся распределения вероятностей для родиевой проволоки диаметром 1,5 мм. Видно, что из центральных слоёв проволоки вероятность вылета электронов близка к нулю. В связи с этим есть смысл ввести КПД для родиевого ДПЗ как интеграл от $P_{\text{tot}}(r)$ по радиусу проволоки. В случае плоского потока для ДПЗ с родиевой проволокой диаметром 0,48 мм он равен примерно 0,48, а для ДПЗ с родиевой проволокой диаметром 1,5 мм – 0,18. Ясно, что в реальности из-за прост-

ранственно-энергетической блокировки нейтронов КПД будет меньше и при выгорании родия будет уменьшаться. Также следует отметить, что в случае использования родиевого ДПЗ с диаметром эмиттера больше 0,5 мм ТВС с ДПЗ будет “чувствовать” выгорание родия и существующая методика подготовки коэффициентов чувствительности будет некорректна.

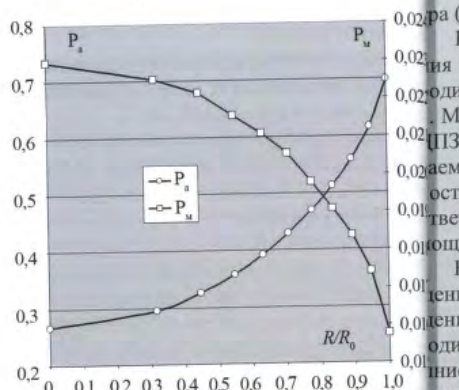


Рис. 1. Распределение полного числа вылетевших электронов на один поглощённый нейтрон по радиусу родиевой проволоки. Здесь P_m – мгновенная, P_a – запаздывающая активационные составляющие. Их сумма равняется $P_{\text{tot}}(r)$. R_0 – диаметр родиевой проволоки (0,48 мм)

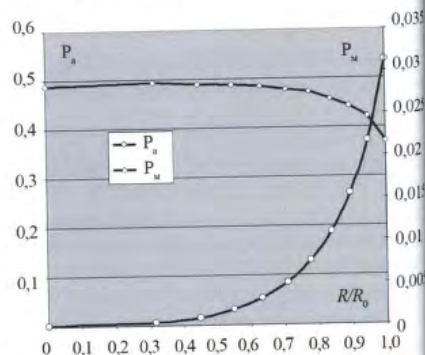


Рис. 2. Распределение полного числа вылетевших электронов на один поглощённый нейтрон по радиусу родиевой проволоки. Здесь P_m – мгновенная, P_a – запаздывающая активационные составляющие. Диаметр родиевой проволоки 1,5 мм

4. Нейтронно-физический расчёт активации родия

Несмотря на небольшой диаметр, из-за большой пространственно-энергетической блокировки нейтронов родиевая проволока называется на 10 коаксиальных слоёв для расчётов скорости поглощения нейтронов в них. Нумерация слоёв производится от центра (зона № 1) до 10-го слоя снаружи.

Результаты расчётов скорости поглощения нейтронов в 10-ти коаксиальных слоях родиевой проволоки представлены на рис. Моделируется одновременное выгорание ДПЗ и ТВС. Тепловая мощность рассчитываемой системы по мере выгорания была постоянна и составляла 47,349 кВт, что соответствует средней по кассете удельной мощности 107,8 Вт/см³.

На рис. 3 видно, как ведёт себя поглощение в родиевых слоях. Скорость поглощения с выгоранием убывает, так как ядра трансформируются в палладий. Внешние слои выгорают активнее, скорость поглощения в них спадает круче. Причём в двух внешних слоях при выгораниях свыше

50 МВт-сут/кгU (что для ДПЗ в ТВС с обогащением 3,6 % примерно составляет 130 Кл протекшего заряда) скорость поглощения становится меньше, чем в третьем от наружной поверхности слое. Это может быть причиной заметного ослабления электрического сигнала (КПД уменьшается), что необходимо учитывать.

Строго говоря, так как распределение скорости поглощения нейтронов по зонам в родии (и, следовательно, зонное выгорание и КПД) сильно зависит от пространственно-энергетической блокировки нейтронов, на зависимость выгорания родия от протекшего через него заряда оказывает влияние и падающий спектр нейтронов, который в свою очередь зависит от параметров состояния активной зоны реактора, типа и выгорания ТВС.

На рис. 4 показано отличие в процентах функций учёта выгорания ($J/J_0 = f(Q)$) при нахождении ДПЗ в разных ТВС с обогащением 3,6 и 1,6 %. Видно, что разница со временем накапливается и достигает 1,1 %. В реальности ДПЗ за время эксплуатации находится в ТВС разных типов и обогаще-

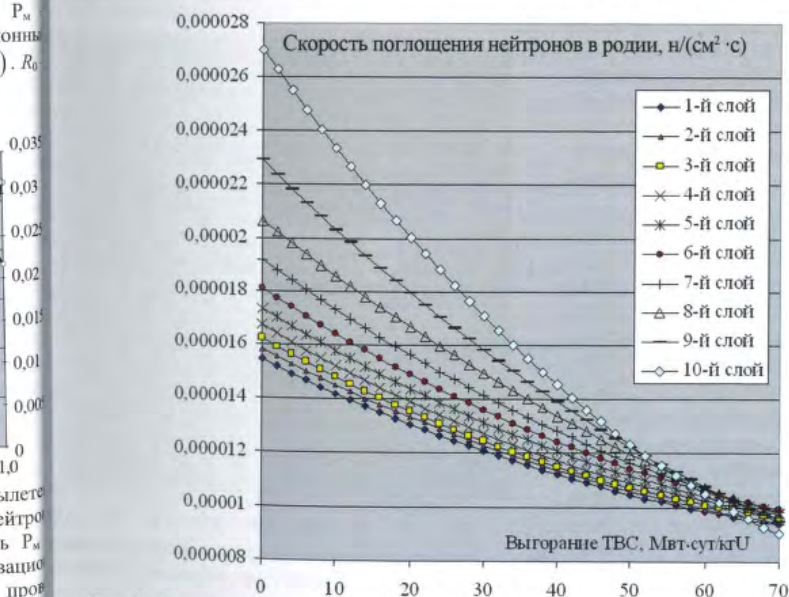


Рис. 3. Скорость поглощения нейтронов в родии при совместном выгорании ДПЗ и ТВС

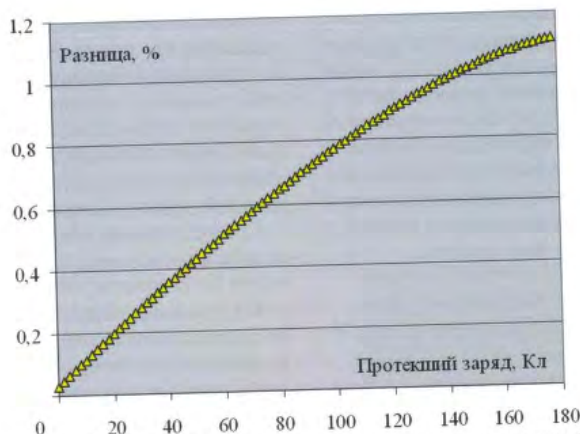


Рис. 4. Отличие в процентах в функциях учёта выгорания при выгорании ДПЗ в ТВС с обогащением 3,6 и 1,6 %

ний, следовательно, этот эффект нивелируется.

С другой стороны, СВРД в настоящее время содержит семь ДПЗ по высоте активной зоны реактора и, следовательно, каждый из них будет постоянно выгорать с разной плотностью теплоносителя. На рис. 5 показана разница в процентах в функции учёта выгорания между верхним и нижним ДПЗ за счёт разной плотности теплоносителя. Видно, что разница при больших выгораниях ДПЗ достигает 2,5 %. Этот эффект можно достаточно легко учесть и в дальнейшем для каждого ДПЗ по высоте получать свою форму выгорания.

Также необходимо отметить, что на зависимость выгорания родия сильно влияет правильный учёт вклада реакторного γ -излучения. На рис. 6 показана разница в процентах в форме выгорания ДПЗ для случая неучёта реакторного γ -излучения в полном сигнале ДПЗ и когда доля γ -излучения составляет 2,5 %. В работе [7] доля реакторного γ -излучения (мгновенного и запаздывающего) в полном сигнале ДПЗ определялась расчётным путем.

Полученные результаты показали, что доля реакторного γ -излучения составляет примерно 2,5 % и есть не-

большая зависимость от обогащения и выгорания ТВС. В целом результаты расчётов требуют дальнейшего серьёзного анализа, требуют экспериментального подтверждения (например, облучением двух идентичных ДПЗ, в одном из которых родиевая проволока заменяется на палладиевую), но в настоящий момент будем считать, что доля реак-

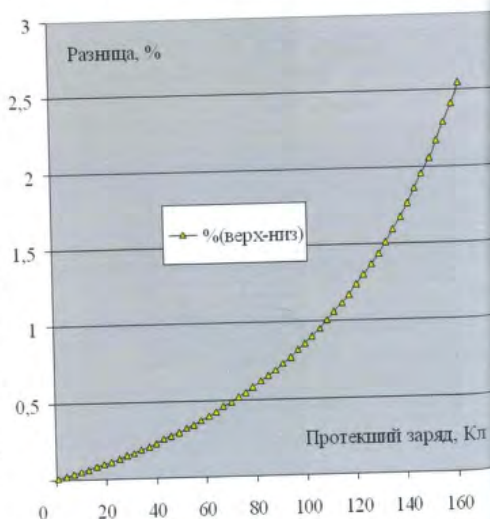


Рис. 5. Разница в процентах в учёте выгорания между верхним и нижним ДПЗ за счёт разной плотности теплоносителя

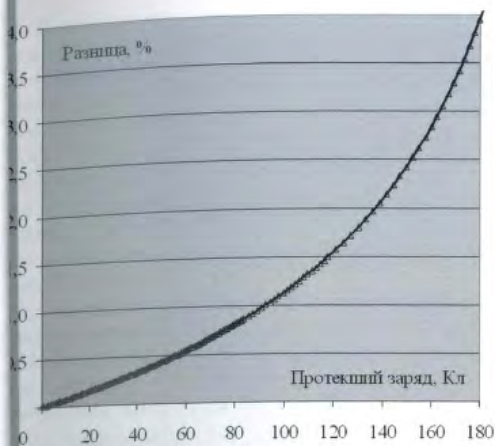


рис. 6. Разница в процентах в учёте выгорания для случая неучёта реакторного γ -излучения в полном сигнале ДПЗ и когда доля γ -излучения составляет 2,5 %

излучения в полном сигнале составляет 2 % и не зависит от обогащения и выгорания ТВС.

5. Учёт выгорания ДПЗ

По мере выгорания нейтронного детектора его полезный сигнал уменьшается. За четыре года эксплуатации ДПЗ сигнал может уменьшиться более, чем в два раза. Существует несколько способов учёта выгорания детектора (по времени облучения, калибровкой по эталонному детектору и т.д.). В ПО Хортица-М используется метрологически обусловленный способ учёта через протекший интегральный заряд.

В паспорте на СВРД задаётся изменение чувствительности за счёт выгорания детектора, равное 0,33 %/(А·с). Это значит,

$$J/J_0 = 1 - 0,033Q, \quad (3)$$

где J — ток выгоревшего детектора, J_0 — ток свежего детектора, $Q = \int_0^T J(t)dt$ — протекший интегральный заряд, T — время облучения.

В принципе в случае идеально тонкого детектора при отсутствии пространственно-энергетической нейтронной и электронно-

фотонной блокировок зависимость скорости выгорания детектора от выработанного им заряда будет постоянной. Но в реальности скорость выгорания детектора зависит не только от массы родия в ДПЗ, но и от его диаметра (пп.3, 4), которые отличаются от партии к партии. Применение при восстановлении поля энерговыделения номинальной начальной чувствительности (и, следовательно, коэффициентов чувствительности) и одной функции выгорания для всех партий СВРД может, в частности, привести к необоснованному отклонению от симметрии восстановленного поля энерговыделения в активной зоне.

В работе [2] приводится погрешность учёта выгорания ДПЗ (по формуле (3)) для случая разброса начальной чувствительности в зависимости от протекшего заряда, а на рис. 7 показана зависимость ошибки в учёте выгорания ДПЗ от протекшего заряда для случаев разброса начальной чувствительности. Например, при увеличении начальной чувствительности на 2 % при протекшем заряде в 150 Кл ошибка в форме учёта выгорания ДПЗ вырастет до 2 % и, следовательно, суммарная погрешность составит 4 %.

В ПО Хортица-М использовалась ранее следующая зависимость:

$$J/J_0 = (1 - 0,0345Q)^{0,94}. \quad (4)$$

Она достаточно хорошо учитывала выгорание ДПЗ и подтверждена большим опытом эксплуатации, но для конкретных размеров родиевой проволоки (диаметр 0,47 мм, длина 250 мм).

Так как изготовление ДПЗ с приведением всех допусков на изготовление изделия к нулю сильно повышает себестоимость СВРД, то в случае известных и индивидуальных данных по элементам конструкции каждой партии СВРД наряду с коэффициентами чувствительности следует перечислять зависимость ДПЗ от выгорания.

Расчётная зависимость выгорания ДПЗ от протекшего заряда моделируется программой ТВС-М в режимах выгорающего и невыгорающего родия с учётом простран-

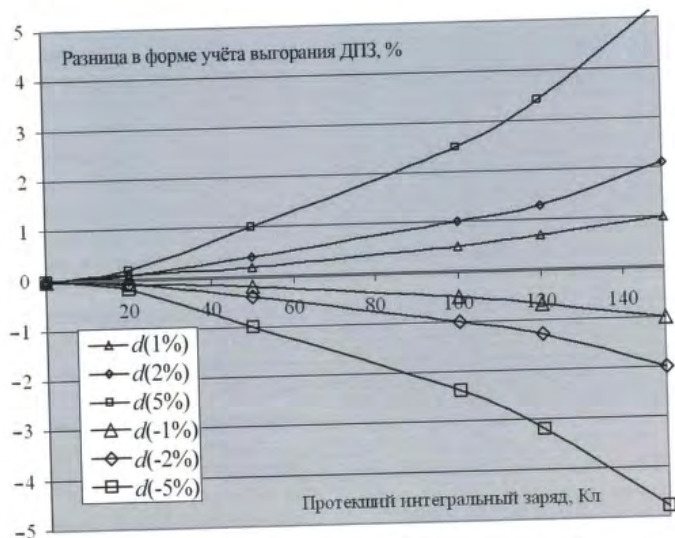


Рис. 7. Погрешность учёта выгорания ДПЗ для случая разброса начальной чувствительности $\pm 1, \pm 2, \pm 5\%$ в зависимости от протекшего заряда; $d(a\%)$ – отклонение в процентах в значении формулы (10) при отклонении начальной чувствительности ДПЗ на $a\%$

твенно-энергетической блокировки нейтронов. Ток ДПЗ рассчитывается по формуле

$$J = e_c \int_0^{\infty} \int_0^{\infty} \varphi(e, v) P_{\text{tot}}(r) \Sigma_{\text{ad}}(e, v) dv de. \quad (5)$$

В последнее время ведутся работы по переходу от формулы (4) в ПО Хортица-М к следующей уточнённой формуле учёта выгорания ДПЗ:

$$J/J_0 = (1 - etQ + et2Q^2 + et3Q^3 + et4Q^4)^p, \quad (6)$$

где $et, et2, et3, et4$ и p – константы, полученные расчётным путем.

Такая форма даёт возможность, с одной стороны, использовать формулу (4) в случае неизвестных индивидуальных данных по элементам конструкции партии СВРД, а с другой, – уточнять зависимость в случае появления новой научной информации, например, уточнения доли γ -излучения в полном сигнале ДПЗ.

В настоящее время, например, для родиевой проволоки диаметром 0,489 мм и длиной 243 мм расчётная формула выгорания имеет вид

$$J_0 = J(Q)/(1 - (2,611E-3)Q - (3,688E-6)Q^2). \quad (7)$$

6. Анализ эксплуатационных данных в примере 2-го блока Калининской АЭС

Исследовать зависимости изменения тока ДПЗ от протекшего заряда можно экспериментально по изменениям токов ДПЗ свежих и выгоревших детекторах, расположенных в одной орбите симметрии (под орбитой понимается совокупность ТВС, равноудалённых от центра активной зоны). Важными условиями при этом являются симметричность топливной загрузки и достаточное количество ДПЗ разных годов эксплуатации в орбитах симметрии.

В наибольшей степени этим условиям удовлетворяют орбиты симметрии № 8 в 1 и 21 кампаниях и № 14 в 20 и 22 кампаниях блока № 2. В орбиты №№ 8 и 14 загружались ТВС одного сорта (в орбиту № 8 ТВС 458R6 2-го года эксплуатации, в орбиту № 14 ТВС 418R6 1-го года эксплуатации) расчётные энерговыделения в ТВС симметричны и не отличались больше, чем на 1%, в данных орбитах находились, как минимум, по 3 канала нейтронных измерений (КНИ) 1...3 годов эксплуатации.

Перечисленные условия позволяют считать, что изменения токов ДПЗ в данном лосе одной орбиты симметрии в КНИ разных лет эксплуатации будут связаны только с выгоранием детектора в ТВС данного орта и года эксплуатации. Все другие влияющие на ток ДПЗ факторы (допуски при изготовлении КНИ, неопределённость смещения центров ДПЗ в КНИ, отклонения в обогащении ТВС и т.д.) будут носить случайный характер.

Проведён анализ токов ДПЗ с целью поиска оптимальной аппроксимационной зависимости тока от накопленного заряда. Исследовались три зависимости тока от протекшего заряда: линейная $F(Q) = 1 - aQ$, степенная $F(Q) = (1 - aQ)^n$ и квадратичная $F(Q) = 1 - aQ - bQ^2$. Поиск неизвестных коэффициентов осуществлялся из условия минимума функционалов вида

$$\sum_{j=1}^m \sum_{k=1}^8 (I_{0ikmj}(F_{mj}(Q)) - I_{ikmj}(Q_{ikmj}))^2 = \min \quad (8)$$

для выбранных орбит симметрии в 20... кампаниях 2-го блока;

$$\sum_j \sum_m \sum_{k=1}^8 (I_{0ikmj}(F(Q)) - I_{ikmj}(Q_{ikmj}))^2 = \min \quad (9)$$

— для 2-го блока,

где $I_{ikmj}(Q_{ikmj})$ — измеренное значение тока,

$F(Q)$ — искомая зависимость, k — номер ДПЗ, i — номер измерения (в каждой кампании обрабатывались 8 измерений с интервалом в 30...50 эфф. сут), m — номер орбиты, j — номер кампании.

Для каждой исследуемой орбиты симметрии из условия (8) определены свои оптимальные аппроксимационные зависимости, а из условия минимума (9) — обобщённые аппроксимационные зависимости, которые давали минимальную сумму отклонений от измеренных значений тока при обработке всех данных. Результаты приведены в табл. 1.

Для исключения влияния разных смещений ДПЗ по высоте активной зоны, возможных ксеноновых колебаний и др. также проведён анализ выгорания только центрального (4-го) ДПЗ. Результаты приведены в табл. 2.

Таблица 1. Оптимальные аппроксимационные зависимости выгорания от протекшего заряда

Аппроксимационные зависимости	$F(Q)$		
	Линейная	Квадратичная	Степенная
Для 8 орбиты 20 кампании	$1 - (2,82E-3)Q$	$1 - (2,38E-3)Q - (5,02E-6)Q^2$	$(1 - (4,92E-3)Q)^{0,5}$
Для 8 орбиты 21 кампании	$1 - (2,84E-3)Q$	$1 - (2,72E-3)Q - (1,23E-6)Q^2$	$(1 - (3,28E-3)Q)^{0,84}$
Для 14 орбиты 21 кампании	$1 - (2,83E-3)Q$	$1 - (2,49E-3)Q - (3,84E-6)Q^2$	$(1 - (4,87E-3)Q)^{0,5}$
Для 14 орбиты 22 кампании	$1 - (2,89E-3)Q$	$1 - (2,54E-3)Q - (3,94E-6)Q^2$	$(1 - (4,92E-3)Q)^{0,5}$
Для блока (обобщённые аппроксимационные зависимости)	$1 - (2,85E-3)Q$	$1 - (2,50E-3)Q - (3,84E-6)Q^2$	$(1 - (4,60E-3)Q)^{0,55}$

Таблица 2. Оптимальные аппроксимационные зависимости выгорания от протекшего заряда для ДПЗ № 4

Аппроксимационные зависимости	$F(Q)$		
	Линейная	Квадратичная	Степенная
Для 8 орбиты 20 кампании	$1 - (2,82E-3)Q$	$1 - (2,38E-3)Q - (4,79E-6)Q^2$	$(1 - (4,90E-3)Q)^{0,5}$
Для 8 орбиты 21 кампании	$1 - (2,87E-3)Q$	$1 - (2,71E-3)Q - (1,57E-6)Q^2$	$(1 - (3,28E-3)Q)^{0,85}$
Для 14 орбиты 21 кампании	$1 - (2,83E-3)Q$	$1 - (2,49E-3)Q - (3,63E-6)Q^2$	$(1 - (4,87E-3)Q)^{0,5}$
Для 14 орбиты 22 кампании	$1 - (2,91E-3)Q$	$1 - (2,49E-3)Q - (4,52E-6)Q^2$	$(1 - (4,91E-3)Q)^{0,5}$
Для блока (обобщённые аппроксимационные зависимости)	$1 - (2,86E-3)Q$	$1 - (2,50E-3)Q - (3,68E-6)Q^2$	$(1 - (4,60E-3)Q)^{0,55}$

Все полученные зависимости очень близки друг к другу. Расхождения между полученными оптимальными зависимостями менее 3 % при $Q = 120$ Кл, а при $Q < 100$ Кл – менее 2 %. Такие расхождения оптимальных аппроксимационных зависимостей для разных кампаний и орбит, очевидно, объясняются такими факторами, как допуски при изготовлении КНИ, неопределённость в смещении центров ДПЗ в КНИ, отклонения в обогащении ТВС и т.д. Также следует обратить внимание, что в активной зоне находились одновременно три разные партии КНИ (с диаметром родиевой проволоки 0,484, 0,487, 0,488 мм, длиной 245,5, 244, 243 мм и массой родия 0,5612, 0,5647, 0,5672 г, соответственно).

Из трёх исследуемых функций наибольшие отклонения от измеренных значений тока дают линейные аппроксимации и примерно одинаковые отклонения получаются при аппроксимации квадратичными и степенными функциями. Все полученные зависимости приводят к значительному, по сравнению с ранее используемой в ПО Хортица-М зависимостью (4), уменьшению отклонений измеряемых линейных энерговыделений от среднего в симметричных орбитах.

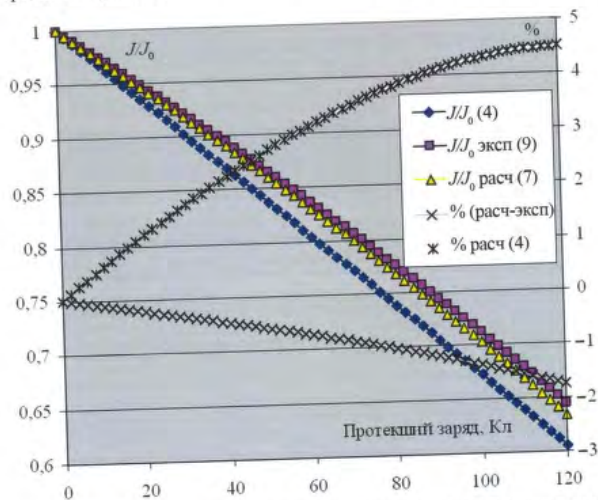


Рис. 8. Функции зависимости выгорания ДПЗ от протекшего заряда, полученные по расчётной формуле (7), экспериментальной формуле (9) (№ 5, табл. 1) и использовавшейся ранее формуле (4). На вертикальной шкале их отличия в процентах

На рис. 8 показаны функции учёта выгорания ДПЗ, полученные по расчётной формуле (7), “экспериментальной” формуле (9) (№ 5, табл. 1) и использовавшейся ранее формуле (4). Видно, что функции учёта выгорания, полученные по формулам (7) и (9) существенно отличаются от использовавшейся ранее формулы (4). Тем не менее между ними есть разница, увеличивающаяся с ростом протекшего заряда.

Таким образом, следует продолжать совместное расчётно-экспериментальное изучение выгорания родиевого ДПЗ, учитывая индивидуальные данные по элементам конструкции для каждой партии СВРД.

7. Предложение по увеличению физического многообразия независимых способов определения тепловой мощности активной зоны и сигналов для реакторной защиты

Как отмечалось выше, в активной зоне ВВЭР для контроля за линейным энерговыделением и запасом до кризиса теплообмена базовыми внутриреакторными датчиками служат ДПЗ. Каждый ДПЗ, кроме сигнальной, имеет свою фоновую жилу для СК

чения фоновых токов и получения метрологически обусловленного сигнала ДПЗ.

На самом деле каждая фоновая жила представляет собой детектор, практически аналогичный комптоновскому эмиссионному детектору с эмиттером из окиси гафния, применяемый в РБМК (в данном случае нейтронная и гамма чувствительность не отделяются). Отличием являются только величина сигнала (на два порядка меньше) в данный момент невозможность метрологического обоснования привязки измеряемой величины тока к энерговыделению ТВС (в основном из-за большой в настоящее время неопределённости в геометрии и материалах сигнальных и фоновых жил и помех, ввиду небольшой величины сигнала, наводках в электрических контактах).

Тем не менее эти детекторы линейно и мгновенно связаны с мощностью ТВС и в отличие от АКНП (аппаратуры контроля нейтронного потока) находятся в большом количестве непосредственно в активной зоне реактора. Суммарное изменение сигнала фоновых жил при резком изменении мощности полностью повторяет практически за запаздывания динамику сигналов для АКНП.

Существует также возможность взаимной диагностики фоновых детекторов и ДПЗ, находящихся в составе СВРД.

Таким образом, при надлежащем отношении к чистоте линии связи и разработке нового математического аппарата для системы внутриреакторного контроля можно в два раза увеличить число внутриреакторных детекторов. При этом заметно возрастает представительность внутриреакторных измерений.

Решаемой технической задачей предлагаемого способа является расширение физического многообразия множества детекторов, предназначенных для локального автоматического регулирования уровня мощности и реакторной защиты, за счёт применения фоновых детекторов, служащих инерционными гамма-детекторами, что обеспечит максимальную достоверность определений о тепловой мощности реактора и в распределении поля энерговыделения в ак-

тивной зоне, безопасности эксплуатации реакторной установки и соответственно будет способствовать улучшению экономических характеристик эксплуатации реактора.

Надо отметить, что в последнем поколении СВРК-М на ВВЭР-1000 усложнилась задача анализа изменений фоновых токов. Это связано с тем, что фоновые токи из полного сигнала ДПЗ теперь вычитаются аппаратно и, как следствие, не измеряются (и не записываются в архив) в режиме он-лайн. Но в дальнейшем при развитии аппаратных средств СВРК-М эта проблема будет решена и расширение физического многообразия множества детекторов в активной зоне за счёт привлечения фоновых детекторов может оказаться перспективным.

Заключение

Описана методика учёта выгорания ДПЗ, предложен метод корректировки существующей методики с учётом расположения ДПЗ по высоте активной зоны реактора. Предложен новый, независимый способ определения тепловой мощности активной зоны реакторной установки. Уточнение функции учёта выгорания ДПЗ от протекшего заряда приведёт как к уменьшению погрешности измерения внутриреакторных локальных параметров, так и повышению точности контроля тепловой мощности, что является одним из важнейших условий для безопасной и экономичной работы энергоблока на повышенной мощности.

Список литературы

1. Калинушкин А.Е., Митин В.И., Семченков Ю.М., Мильто Н.В., Мильто В.А., Ковель А.И. Современная система контроля эксплуатации ядерного топлива на реакторах типа ВВЭР, её верификация и валидация на Калининской АЭС // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2009, вып. 3, с. 3–16.
2. Курченко А.Ю. Выгорание родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000. Методика определения линейного энерговыделения по показаниям ДПЗ // Там же, 2010, вып. 3, с. 16–25.

3. Цимбалов С.А. Характеристики родиевого детектора нейтронов ДПЗ-1м. Препринт ИАЭ-3899/4, 1984.
4. Gorodkov S.S., Marin S.V., Tsimbalov S.A. In-core SPND response calculation with MCU and EGS4 codes / Proc. of the tenth symp. of AER. Moscow, 18-22 september 2000, p. 735-738.
5. Программа ТВС-М (версия 1.4). Регистрационный номер паспорта аттестации № 239 от 23.09.2008. М.: Фед. служба по экологическому, технологическому и атомному надзору, 2008.
6. Сидоренко В.Д., Большагин С.Н., Курченков А.Ю., Лазаренко А.П., Цветков В.М. Программа ТВС-М. Описание алгоритма и инструкция для пользователя. Отчёт ФГУ РНЦ "Курчатовский институт" инв. № 32/1-18-203, 2003.
7. Курченков А.Ю., Кулаков А.С., Алексеев Н.И., Калинушкин А.Е. Влияние доли реакторного гамма-излучения на полный сигнал датчика прямого заряда // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, с. 19-28.
8. Ober T.G., Malloy J.W. An advanced model for the prediction of the total burnup-dependent self-powered rhodium detector response // Proc. Int. Conf. on Mathematics and Computations, Reactor

Physics and Environmental Analysis. Vol. 2. p. 22-31, Portland, Oregon, 1995.

9. Свидетельство о государственной регистрации программы для ЭВМ № 200961272 "Программный комплекс Хортица-М для системы внутриреакторного контроля реакторов типа ВВЭР". Зарегистрировано в реестре программ для ЭВМ 28 мая 2009 г.
10. Gorodkov S.S., Gomin E.A. et al. Calculation of rhodium SPND sensitivity with the Monte-Carlo code MCU-REA. Int. symp. safety related measurements in reactors, 10-12 September 2002, Moscow.
11. Линник Ю.В. Метод наименьших квадратов и основы теории обработки наблюдений. М.: Физматгиз, 1968.

Контактная информация –
Курченков Александр Юрьевич, с. н. с., тел. (499)196-72-11, e-mail: s327@vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, с. 43-51

УДК 621.039

Полномасштабное моделирование и расчёт активации конструкционных материалов топливных сборок ВВЭР-440

С.В. Марин, В.Н. Просёлков, М.С. Юдкевич,
НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1
Поступила в редакцию 15.03.2011 г.

Рассмотрены вопросы полномасштабного математического моделирования топливных сборок ВВЭР-440 с использованием программы MCU-PD. Математические модели топливных сборок построены без каких-либо упрощений отображают их реальные конструкции. Рассмотрены следующие типы топливных сборок: рабочая кассета (РК-2, РК-3), аварийная, регулирующая, компенсирующая (АРК-2). Приведены результаты расчётов радиационных характеристик конструкционных материалов облучённых топливных сборок.

Ключевые слова: ВВЭР-440, топливная сборка, РК, АРК, программа MCU-PD.

A Fullscale Mathematical Modeling and a Radiation Characteristics of the Constructional Materials of the VVER-440 Fuel Assemblies. S.V. Marin, V.N. Prosyolov, M.S. Yudkevich, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

A fullscale mathematical modeling of the fuel assemblies VVER-440 using the code MCU-PD is considered. Mathematical models of fuel assemblies completely without any simplifications of their real designs presented. Several types of fuel assemblies are considered. A radiation characteristics of the constructional materials are calculated.

Key Words: VVER-440, Fuel Assembly, Working Assembly, Control Fuel Assembly, Code MCU-PD.

Введение

Как уже отмечалось в статье [1], наиболее широкое применение программы семейства MCU, начиная с версии MCU-1, нашли в расчётах реакторов типа ВВЭР. Несмотря на то, что программы семейства MCU по своей идеологии относятся к классу прецизионных универсальных программ, близость к тематике водо-водяных реакторов имеет свои исторические корни и продолжает оставаться актуальной и по сей день.

В настоящее время наряду с решением задач нейтронно-физического расчёта элементарных ячеек, топливных сборок, кластеров из топливных сборок и других элементов конструкции реакторов типа ВВЭР можно отметить тенденции к переходу на моделирование крупно- и полномасштабных объектов использования атомной энергии (исследовательские реакторы, энергетические реакторы, хранилища ядерного топлива и другие), элементов конструкции подробным описанием их геометрических материальных параметров.

Подробное описание геометрических и материальных параметров непосредственно связано с эволюционным развитием конструкций топливных сборок и необходимо для получения информации о влиянии отдельных элементов конструкции на нейтронно-физические характеристики. Внесение изменений в конструкции топливных сборок диктуется задачами совершенствования топливного цикла [2...4].

Изменения достаточно разнообразны и касаются практически всех параметров, которые влияют на нейтронно-физические характеристики активной зоны: увеличение высоты топливного столба в твэлах, применение интегрированного с топливом выгодного поглотителя в виде Gd_2O_3 , снижение вредного поглощения нейтронов в конструкционных материалах, использование энергированного топлива.

Как показано в работах [2...4], по мере накопления опыта эксплуатации, с целью повышения надёжности конструкции кас-

подвергался модернизации, в которой отмечаются несколько этапов (сроки указаны приближённо):

- первый этап (с 1976 по 1979 гг.) направлен на повышение надёжности конструкции кассет;
- второй этап (с 1980 по 1985 гг.) направлен на обеспечение требований введённых новых правил безопасности;
- третий этап (с 1986 по 1995 гг.) направлен на повышение надёжности конструкции кассет и оптимизацию топливных циклов;
- четвёртый этап (с 1996 по 2000 гг.) направлен на оптимизацию топливоиспользования;
- пятый этап (до 2007 г.) направлен на разработку и создание кассет второго поколения с повышенными потребительскими свойствами и показателями надёжности (разборность топливных кассет второго поколения);
- шестой этап (с 2009 г.), реализуемый в настоящее время, направлен на разработку и создание кассет третьего поколения.

Основной задачей при разработке проекта топливной каскеты третьего поколения для ВВЭР-440 является повышение эффективности использования топлива, для чего в конструкции предусмотрены:

- снижение паразитного захвата тепловых нейтронов за счёт уменьшения массы циркониевых сплавов на 8,3 кг при применении бесчехловой конструкции с каркасом из шести уголков и трёх несущих труб;
- оптимизация водо-уранового отношения за счёт увеличения шага твэлов в пучке;
- увеличение топливной загрузки за счёт использования в твэлах таблеток без центрального отверстия и с увеличенным наружным диаметром.

Одной из задач, решаемых для обоснования безопасности топливного цикла ВВЭР-440, служит расчёт накопления радиоактивных продуктов деления в топливе и под оболочками твэлов, активности накопленных продуктов деления и активации конструкционных материалов отработавших топливных сборок.

Что касается задачи расчёта активации конструкционных материалов, то она также

является одним из обязательных этапов проведения нейтронно-физических расчётов в обоснование обеспечения радиационной безопасности как непосредственно после выгрузки ядерного топлива, так и после его выдержки в хранилище.

В последнее время задача расчёта активации элементов конструкции топливных сборок ВВЭР-440 приобрела ещё большую актуальность, что связано с разработкой новых разборных конструкций топливных сборок, позволяющих проводить ремонтные работы по извлечению и замене отдельных элементов конструкции с дефектами, образовавшимися в процессе работы реактора или не выявленными на более ранних стадиях контроля и загрузки топливных сборок. Разборные варианты конструкции также позволяют проводить сортировку отдельных элементов конструкции по их активности на стадиях переборки и проведения других работ.

В конструкциях топливных сборок ВВЭР-440 можно выделить следующие основные элементы: головка, переходная обложка, верхние заглушки твэлов, чехол или угловые элементы, дистанционирующие решётки, оболочка твэла с материалами, размещёнными над урановыми таблетками, оболочка твэла с урановой таблеткой, нижние заглушки твэлов, опорная решётка твэлов, хвостовик. Кроме того, в стыковочных узлах ТВС АРК ВВЭР-440 также можно выделить гафниевые пластины, в головке — дополнительные элементы, в хвостовике — антидебризные фильтры, крепежные винты и другие элементы.

Как видно, неполный перечень деталей, входящих в состав конструкции топливной сборки, насчитывает более десятка элементов. Несколько проще выглядит картина по отношению к применяемым конструкционным материалам. Их условно можно разделить на три группы: сплавы на основе циркония, нержавеющей стали и гафний.

Для демонстрации возможностей программы MCU-PD [5] при решении задач расчёта радиационных характеристик выбрана задача расчёта активации концевых элементов кассет — головки и хвостовика в ус-

ловиях эксплуатации реактора на повышенной до 107 % (1 471 МВт) тепловой мощности при использовании РК второго поколения со средним обогащением 4,87 % и АРК второго поколения средним обогащением 4,25 %, а также РК-3 со средним обогащением 4,87 % и АРК-2 средним обогащением 4,65 %.

Расчётной схемой предусматривается выполнение следующих процедур:

- разработка трехмерных математических моделей топливных сборок РК-2, РК-3, АРК и АРК-2;
- решение задачи изменения нуклидного состава за заданного выгорания топлива;
- постобработка накопленной информации с расчётом радиационных характеристик.

Геометрический модуль программы MCU-PD обеспечивает возможность без каких-либо приближений описать трехмерную геометрию рассчитываемой системы. В программе применяется модуль выгорания BURNUP, который отслеживает в процессе кампании реактора изменение изотопного состава топлива и накопление радиоактивных ядер в конструкционных материалах.

1. Математические модели топливных сборок

Рассматриваются следующие 4 типа топливных сборок: РК-2, РК-3, АРК и АРК-2.

Для проведения нейтронно-физических расчётов топливных сборок разработаны геометрические модели. В расчётной модели предполагается, что топливные сборки по типу располагаются в бесконечной решётке. Сверху и снизу они имеют слои в виде толщиной 10 см. Все элементы топливной сборки задаются в полном соответствии с конструкцией, описанной в так называемых чертежах общего вида и доступной сопроводительной документации, например [6] (рис. 1). Содержащаяся в этих документах информация даёт практически исчерпывающее представление о конструкции топливных сборок и используемых материалах.

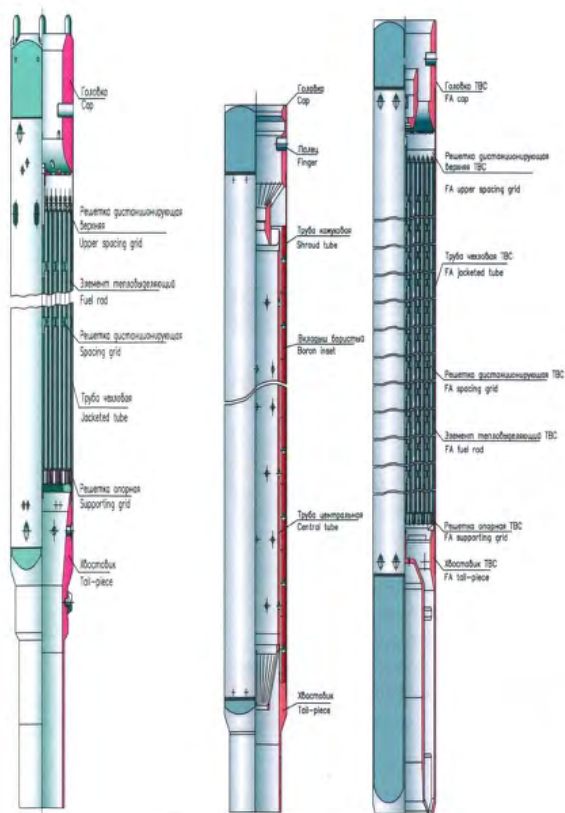


Рис. 1. Чертежи общего вида базовой конструкции и топливных сборок РК и АРК (масштаб не соблюден)

В моделях топливных сборок ВВЭР-440 АРК-440 сделаны следующие основные элементы конструкции:

головка – сварная конструкция из деталей, изготовленных из одного материала;

область перехода между головкой и топливными стержнями (стыковочный узел);

верхняя часть топлив над топливными стержнями, содержащая торцевые заглушки, компенсационные пружины и другие элементы конструкции;

нижняя часть топливной сборки, содержащая топливные стержни и дистанционирующие решетки;

нижние торцевые заглушки и другие элементы конструкции;

опорная решетка с концевиками

– хвостовик – сварная конструкция, изготовленная из деталей одного материала.

1.1. Топливные сборки РК-2

На рис. 2 показаны основные элементы математической модели топливной сборки, разработанной на основе конструкции РК-2. Для каждого типа топливной сборки разработано по две модели, отличающиеся структурой задания материального состава элементов конструкции и определения геометрических зон для регистрации функционалов потока нейтронов. Первая модель предназначена для проверки и контроля соответствия между реальным объектом и формально описанным на языке геометрического модуля программы. Применяется для визуализации геометрических тел-при-



Рис. 2. Основные элементы модели топливной сборки РК-2 (масштаб не соблюден): НК – направляющий канал

митивов, из которых комбинируется элемент конструкции.

На рис. 3 показано, как в этой модели выглядит фрагмент дистанционирующей решётки, изготовленной из одного материала. Вторая модель предназначена для проведения нейтронно-физических расчётов с решением уравнений, описывающих кинетику нуклидного состава материалов.

Загрузка РК-2 имеет среднее обогащение 4,87 % и формируется тремя типами твэлов:

- с обогащением 4,95 % – 102 твэла;
- с обогащением 4,6 % – 18 твэлов, установленных в углах по периферийному ряду;

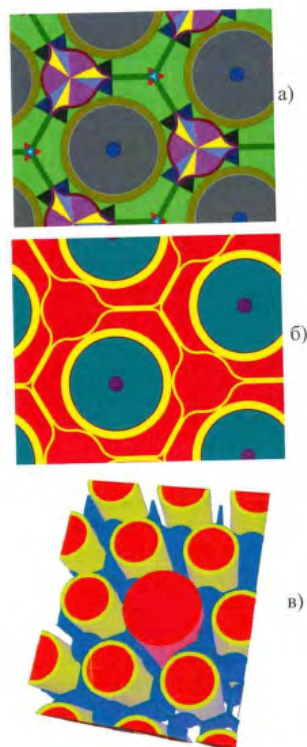


Рис. 3. Фрагмент дистанционирующей решётки, описанный в демонстрационной и расчётной моделях (масштаб и цветовая гамма между рисунками не соблюдены): а) демонстрационная модель, б) расчётная модель, в) 3D графика расчётной модели

– с обогащением 4,4 % с 3,35 % Gd_2O_3 твэлов, установленных в углах второго периферийного ряда.

Топливный столб по высоте разбит на отдельные участки так, что в состав каждого участка входят одна дистанционирующая решётка и топливо, расположенное между соседними решётками. Нижняя и верхняя части твэла с их концевыми элементами конструкции (заглушки, компенсационный объём и др.) выделены в отдельные демонстрационные зоны. Такое разбиение топливного столба по высоте более точно учитывает влияние на радиационные характеристики головки и хвостовика особенно

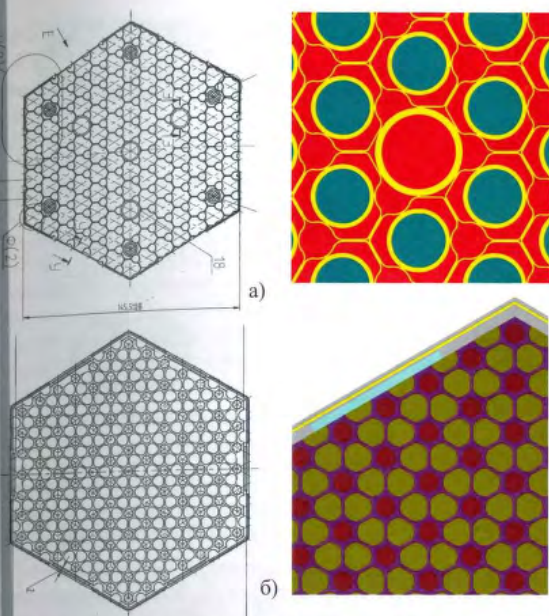


рис. 4. Фрагменты конструкции и математической модели топливной сборки РК-3 (масштаб не соблюден): а) дистанционирующая решётка и фрагмент модели, б) опорная решётка

неравномерного распределения потока нейтронов по высоте топливной сборки.

1.2. Топливная сборка РК-3

Топливная сборка РК-3 представляет собой принципиально новое в ВВЭР-440 схемное каркасное конструктивное решение. Благодаря этому становится возможным улучшение физических и гидродинамических характеристик топлива, позволяющих на повышение мощности и безопасности работы АЭС в целом. "Это качественно новый взгляд на кассеты реакторов ВВЭР-440, такое конструктивное решение позволяет достичь главной цели проекта – повышения технико-экономических и эксплуатационных показателей, т.е. улучшения потребительских свойств нового вида топлива" [7].

Топливная сборка РК-3 отличается от модели РК-2 по конструкции и целому ряду технико-физических параметров. Среди

наиболее существенных отличий можно выделить следующие:

- увеличение общей высоты топливного столба;
- переход от чехловой топливной сборки к топливной сборке с уголками;
- вместо одной центральной трубы в конструкцию введены ещё три несущие трубки;
- применяется топливная таблетка без центрального отверстия с увеличенным внешним диаметром;
- изменено водно-урановое отношение за счёт перехода к решётке с шагом 1,26 см вместо 1,23 см у топливной сборки РК-2;
- в конструкцию топливной сборки введён новый элемент – антидебризный фильтр;
- в конструкции головки используются крепежные элементы (винты).

Урановая загрузка топливной сборки РК-3 имеет среднее обогащение 4,87 % и формируется твэлами с тремя значениями обогащения:

- обогащением 4,95 % – 99 твэлов;
- обогащением 4,6 % – 18 твэлов, установленных в углах по периферийному ряду;
- обогащением 4,4 % с 3,35 % Gd_2O_3 – 6 твэлов, установленных в углах второго периферийного ряда.

На рис. 4 и 5 показаны отдельные фрагменты конструкции и математической модели топливной сборки РК-3.

1.3. Топливные сборки АРК и АРК-2

Кассета АРК состоит из надставки и ТВС, связанных между собой промежуточной штангой. Твэлы в пучке располагаются в треугольной решётке с шагом 1,22 см. Надставка представляет собой сварную конструкцию из нержавеющей стали, внутри которой расположены шестигранные вкладыши из бористой стали. АРК по своей конструкции аналогичны РК за исключением

ем отдельных элементов: специальный хвостовик, чехол, в головке отсутствуют подпружиненные упоры и др.

В хвостовике располагается демпфирующее устройство (стакан), которое обеспечивает демпфирование кассеты АРК при движении самоходом под действием собственной массы в аварийном режиме.

В своем эволюционном развитии этот тип кассет, как и кассеты РК, прошёл несколько модификаций. Так, в АРК-2 в области стыковочного узла на внутренней поверхности чехла от верхнего торца столбика в твёрде до нижнего торца головки размещаются шесть пластин из гафния.

На рис. 6 показаны фрагменты математической модели АРК-2.

1.4. Описание геометрии

При проведении расчётов, связанных с определением радиационных характеристик отдельных элементов конструкции топливных сборок, основная "тяжесть" ложится на геометрический модуль, для которого требуется задать точную форму геометрических объектов, из которых формируются трехмерные конфигурации элементов конструкции. Это означает задать:

- все геометрические тела, которыми описываются элементы конструкции;
- соответствие материальных, регистрационных и объектных номеров зон;
- граничные условия на внешней поверхности системы.

В данном случае для описания геометрии топливной сборки использовались широкие возможности модуля NCG [9]. В первую очередь это относится к выбору многоуровневой схемы описания геометрии топливной сборки. Отдельные элементы при задании многоуровневой (сложной) геометрии описываются в локальных системах координат, отличающихся от глобальной системы точкой

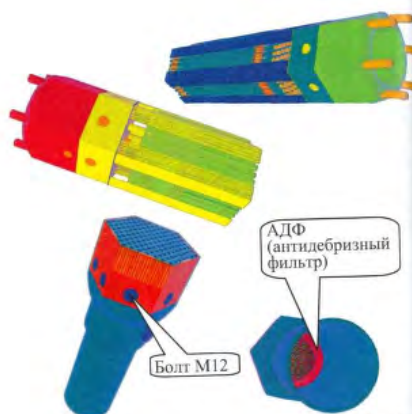


Рис. 5. Фрагменты модели топливной сборки РК-3 (масштаб не соблюден)

начала координат. В глобальной системе координат применяются методы ортогональных преобразований при описании те

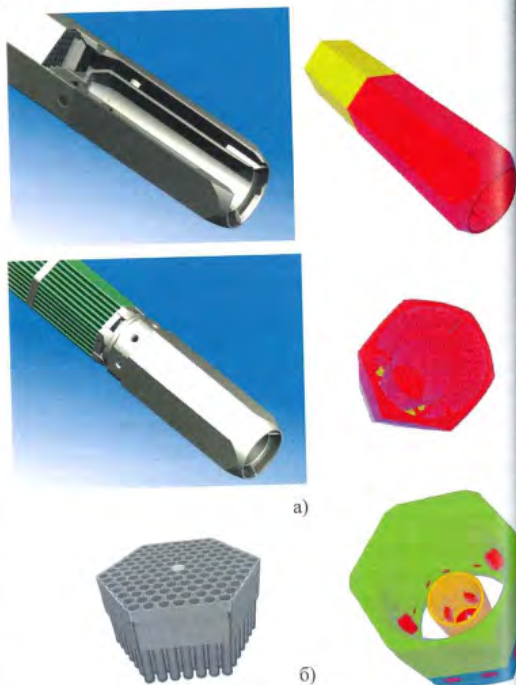


Рис. 6. Фрагменты конструкции и математической модели АРК-2 (масштаб не соблюден): а) хвостовик [8] и расчётная модель, б) фрагмент топливной сборки с гафнием

примитивов. Для задания геометрических объектов, имеющих повторяющиеся элементы, используются сети и решётки. Сети позволяют плотно заполнить часть пространства ячейками, имеющими одинаковую внешнюю форму, а решётки – поместить любое количество экземпляров своих элементов в любую точку пространства объекта.

Сеть также применяется для задания внутренней структуры элемента решётки. Именно такая конструкция оптимальным образом описала имеющиеся в топливной борке пружины. Упрощений в описании пружины только два. Вместо переменного высоты диаметра компенсационной пружины в верхней части принято его эффективное значение. Геометрические размеры пружин из чертежей общего вида получены приближённо. Как это прорисовывается в геометрии, показано на рис. 7. Для чёткости изображения пружина показана на фоне содержащегося внутри трубного элемента.

Размеры файлов с исходными данными примерно одинаковы и составляют ~ 240,0 (4 300 строк).

2. Радиационные характеристики головки и хвостовика

В настоящей статье радиационные характеристики – это гамма-излучение радиоактивных нуклидов, которые образуются в результате ядерных реакций, протекающих в рассматриваемом материале реактора. Рассматриваются следующие радиационные характеристики хвостовика и головки топливных сборов в зависимости от времени после прекращения облучения в реакторе:

полная мощность гамма-излучения;



Рис. 7. Фрагмент пружинного элемента

– энергетический спектр гамма-излучения.

Скорость образования и накопления радиоактивных ядер в конструкционных материалах реактора, в данном случае хвостовика и головки, определяется потоком нейтронов и его спектром. Эти величины сильно зависят от распределения скорости деления по длине твэла, которое меняется во времени по мере выгорания урана, образования плутония и накопления продуктов деления. Так, к концу кампании поток нейтронов в головке возрастает примерно в 3 раза. Поэтому содержание радиоактивных нуклидов в хвостовике и головке в зависимости от времени работы реактора рассчитывалось одновременно с расчётом изменения нуклидного состава ядерного топлива.

В схеме образования радиоактивных ядер учитывались ядерные реакции, представленные в табл. 1.

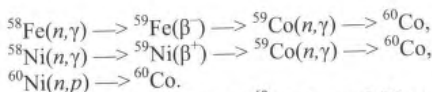
Из большого числа радиоактивных ядер, образующихся при облучении нержавеющей стали 08X18N10T, при временах выдержки более ~ 10 сут для определения радиационных характеристик практически важны только два. Это нуклиды ^{60}Co и ^{54}Mn . Остальные имеют короткое время жизни или их распад не сопровождается гамма-излучением (например, ^{63}Ni).

Нуклид ^{60}Co образуется в результате следующих ядерных реакций:

Таблица 1. Ядерные реакции с образованием радиоактивных ядер

Реакция	$T_{1/2}^a$	Реакция	$T_{1/2}$	Реакция	$T_{1/2}$
$^{31}\text{P}(n, \gamma)^{32}\text{P}$	14,26 сут	$^{54}\text{Fe}(n, p)^{54}\text{Mn}$	312,1 сут	$^{60}\text{Ni}(n, p)^{60}\text{Co}$	5,27 год
$^{50}\text{Cr}(n, \gamma)^{51}\text{Cr}$	27,7 сут	$^{54}\text{Fe}(n, \gamma)^{55}\text{Fe}$	2,7 год	$^{62}\text{Ni}(n, \gamma)^{63}\text{Ni}$	100,1 год
$^{54}\text{Cr}(n, \gamma)^{55}\text{Cr}$	3,5 мин	$^{58}\text{Fe}(n, \gamma)^{59}\text{Fe}$	44,5 сут	$^{64}\text{Ni}(n, \gamma)^{65}\text{Ni}$	2,5 час
$^{55}\text{Mn}(n, 2n)^{54}\text{Mn}$	312,1 сут	$^{58}\text{Ni}(n, \gamma)^{59}\text{Ni}$	17,6 год	$^{92}\text{Mo}(n, \gamma)^{93}\text{Mo}$	4,0 год
$^{55}\text{Mn}(n, \gamma)^{56}\text{Mn}$	2,5 час	$^{58}\text{Ni}(n, \alpha)^{55}\text{Fe}$	2,7 год		

a) период полураспада



Период полураспада ^{60}Co равен 5,27 года. Практически спектр излучения представляется в виде двух линий с энергиями гамма-квантов 1,173 и 1,332 МэВ с одинаковой интенсивностью.

Нуклид ^{54}Mn образуется в результате реакции $^{54}\text{Fe}(n,p) \rightarrow ^{54}\text{Mn}$. Период полураспада ^{54}Mn равен 312,1 сут. Спектр излучения гамма-квантов представлен одной линией с энергией 0,835 МэВ.

2.1. Полная интенсивность гамма-излучения

Полная интенсивность гамма-излучения вычисляется по следующей формуле:

$$G(t) = V \sum_i \rho_i(t) \lambda_i N_i,$$

где t – время выдержки; ρ_i – число ядер i -го нуклида в единице объёма (концентрация) в момент времени t ; λ_i – постоянная распада i -го нуклида; N_i – число гамма-квантов, появляющихся при распаде i -го нуклида; V – объём материала.

Зависимости полной интенсивности гамма-излучения $G(t)$ от времени выдержки после облучения для всех рассмотренных топливных сборок представлены на рис. 8, 9.

2.2. Полная мощность гамма-излучения

Полная мощность гамма-излучения материала объёмом V рассчитывается по следующей формуле: $Q(t) = V \sum_i \rho_i(t) \lambda_i Z_i$, где

$$Z_i = \sum_k w_{ik} q_{ik};$$

t – время выдержки; ρ_i – число ядер i -го нуклида в единице объёма (концентрация) в момент времени t ; λ_i – постоянная распада i -го нуклида; q_{ik} – энергия k -й линии гамма-квантов, появляющихся при распаде i -го нуклида; w_{ik} – вероятность рождения k -й линии гамма-квантов, появляющихся при распаде i -го нуклида; V – объём материала.

Зависимости полной мощности гамма-излучения от времени выдержки после облучения представлены в табл. 2, 3.

2.3. Спектр гамма-квантов

Спектр гамма-квантов состоит из 3 линий 0,835, 1,173 и 1,332 МэВ. Он практически одинаков для головок и хвостовиков всех топливных сборок. Спектр, нормированный на единицу, представлен в табл. 4.

На рис. 10 показана зависимость средней энергии гамма-квантов от времени выдержки. Значение средней энергии определяется по формуле $E_{\text{avg}}(t) = \sum_{i=1}^3 \epsilon_i E_i$, где E_i – энергия i -й линии; ϵ_i – доля i -й линии

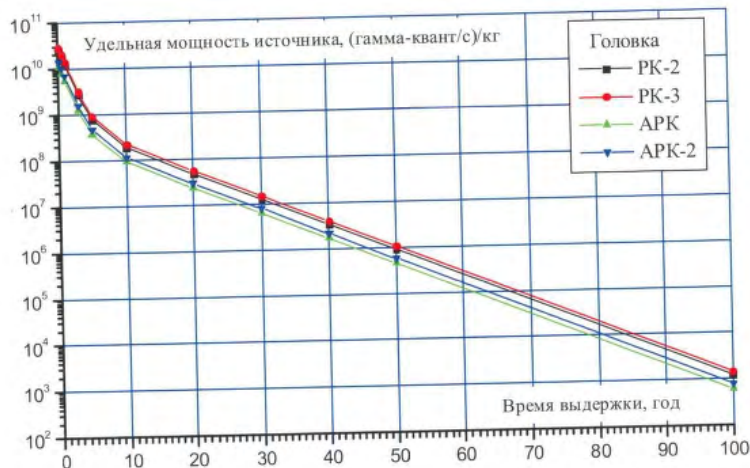


Рис. 8. Зависимость удельной мощности источника от времени выдержки для головки

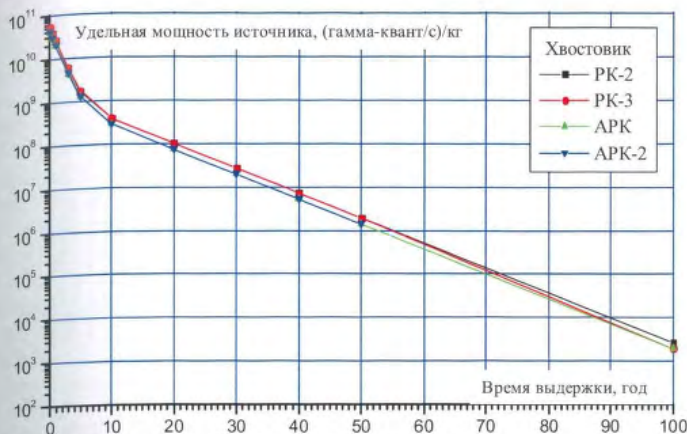


Рис. 9. Зависимость удельной мощности источника от времени выдержки для хвостовика

Таблица 2. Полная мощность гамма-излучения головки и хвостовика РК-2 и РК-3

Время, год	Головка		Хвостовик	
	$Q(\text{РК-2}), \text{Вт}$	$Q(\text{РК-3}), \text{Вт}$	$Q(\text{РК-2}), \text{Вт}$	$Q(\text{РК-3}), \text{Вт}$
0,1	$3,40 \cdot 10^{-2}$	$4,48 \cdot 10^{-2}$	$7,43 \cdot 10^{-2}$	$8,79 \cdot 10^{-2}$
0,5	$2,49 \cdot 10^{-2}$	$3,28 \cdot 10^{-2}$	$5,43 \cdot 10^{-2}$	$6,43 \cdot 10^{-2}$
1	$1,69 \cdot 10^{-2}$	$2,23 \cdot 10^{-2}$	$3,70 \cdot 10^{-2}$	$4,37 \cdot 10^{-2}$
3	$4,03 \cdot 10^{-3}$	$5,32 \cdot 10^{-3}$	$8,73 \cdot 10^{-3}$	$1,03 \cdot 10^{-2}$
5	$1,32 \cdot 10^{-3}$	$1,75 \cdot 10^{-3}$	$2,83 \cdot 10^{-3}$	$3,28 \cdot 10^{-3}$
10	$3,77 \cdot 10^{-4}$	$5,01 \cdot 10^{-4}$	$7,94 \cdot 10^{-4}$	$9,04 \cdot 10^{-4}$
20	$9,82 \cdot 10^{-5}$	$1,31 \cdot 10^{-4}$	$2,07 \cdot 10^{-4}$	$2,35 \cdot 10^{-4}$
30	$2,64 \cdot 10^{-5}$	$3,51 \cdot 10^{-5}$	$5,55 \cdot 10^{-5}$	$6,32 \cdot 10^{-5}$
40	$7,08 \cdot 10^{-6}$	$9,41 \cdot 10^{-6}$	$1,49 \cdot 10^{-5}$	$1,70 \cdot 10^{-5}$
50	$1,90 \cdot 10^{-6}$	$2,53 \cdot 10^{-6}$	$4,00 \cdot 10^{-6}$	$4,55 \cdot 10^{-6}$
100	$2,65 \cdot 10^{-9}$	$3,52 \cdot 10^{-9}$	$5,58 \cdot 10^{-9}$	$6,35 \cdot 10^{-9}$

Таблица 3. Полная мощность гамма-излучения головки и хвостовика АРК и АРК-2

Время, год	Головка		Хвостовик	
	$Q(\text{АРК}), \text{Вт}$	$Q(\text{АРК-2}), \text{Вт}$	$Q(\text{АРК}), \text{Вт}$	$Q(\text{АРК-2}), \text{Вт}$
0,1	$2,52 \cdot 10^{-2}$	$3,17 \cdot 10^{-2}$	$9,11 \cdot 10^{-2}$	$9,45 \cdot 10^{-2}$
0,5	$1,84 \cdot 10^{-2}$	$2,33 \cdot 10^{-2}$	$6,67 \cdot 10^{-2}$	$6,91 \cdot 10^{-2}$
1	$1,26 \cdot 10^{-2}$	$1,59 \cdot 10^{-2}$	$4,53 \cdot 10^{-2}$	$4,69 \cdot 10^{-2}$
3	$3,03 \cdot 10^{-3}$	$3,82 \cdot 10^{-3}$	$1,07 \cdot 10^{-2}$	$1,10 \cdot 10^{-2}$
5	$1,02 \cdot 10^{-3}$	$1,29 \cdot 10^{-3}$	$3,45 \cdot 10^{-3}$	$3,50 \cdot 10^{-3}$
10	$3,04 \cdot 10^{-4}$	$3,81 \cdot 10^{-4}$	$9,63 \cdot 10^{-4}$	$9,55 \cdot 10^{-4}$
20	$7,94 \cdot 10^{-5}$	$9,97 \cdot 10^{-5}$	$2,51 \cdot 10^{-4}$	$2,48 \cdot 10^{-4}$
30	$2,13 \cdot 10^{-5}$	$2,68 \cdot 10^{-5}$	$6,74 \cdot 10^{-5}$	$6,67 \cdot 10^{-5}$
40	$5,73 \cdot 10^{-6}$	$7,18 \cdot 10^{-6}$	$1,81 \cdot 10^{-5}$	$1,79 \cdot 10^{-5}$
50	$1,54 \cdot 10^{-6}$	$1,93 \cdot 10^{-6}$	$4,86 \cdot 10^{-6}$	$4,81 \cdot 10^{-6}$
100	$2,14 \cdot 10^{-9}$	$2,69 \cdot 10^{-9}$	$6,77 \cdot 10^{-9}$	$6,70 \cdot 10^{-9}$

жтре; выполняется условие $\sum_{i=1}^3 \epsilon_i = 1$.

Как видно из представленных выше
ных, при временах выдержки более 10

лет мощность источника гамма-квантов
спадает экспоненциально с периодом полу-
распада $T_{1/2} \approx 5,3$ года.

Таблица 4. Нормированный спектр гамма-квантов

Время выдержки, год	Энергия гамма-кванта, МэВ				Энергия гамма-кванта, МэВ			
	0,835	1,173	1,332	$E_{\text{всг}}$	0,835	1,173	1,332	$E_{\text{всг}}$
	Головка				Хвостовик			
0,1	0,970	0,015	0,015	0,848	0,974	0,013	0,013	0,846
0,5	0,962	0,019	0,019	0,851	0,966	0,017	0,017	0,849
1,0	0,948	0,026	0,026	0,857	0,954	0,023	0,023	0,854
3,0	0,822	0,089	0,089	0,909	0,842	0,079	0,079	0,901
5,0	0,542	0,229	0,229	1,026	0,578	0,211	0,211	1,011
10,0	0,038	0,481	0,481	1,237	0,044	0,478	0,478	1,234
20,0	0,000	0,500	0,500	1,253	0,000	0,500	0,500	1,253
100,0	0,000	0,500	0,500	1,253	0,000	0,500	0,500	1,253

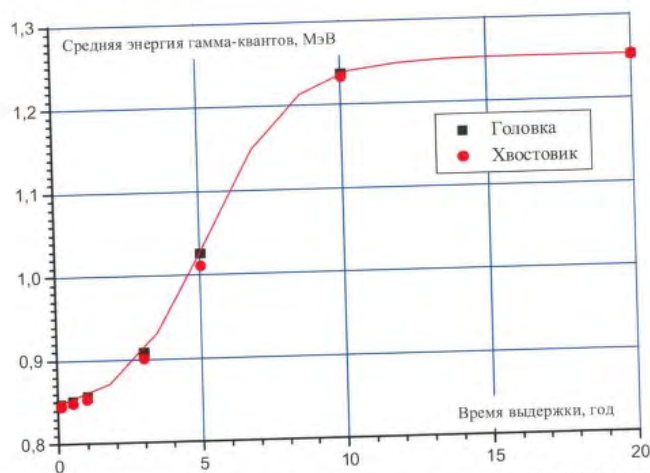


Рис. 10. Средняя энергия гамма-квантов в зависимости от времени выдержки

Давая качественную оценку полученных данных, можно сказать, что для хвостовиков РК-2 и РК-3 зависимости удельной мощности источника гамма-квантов от времени выдержки после облучения, как и зависимости удельной средней энергии гамма-квантов от времени выдержки после облучения, практически не отличаются друг от друга. Аналогичные выводы в одинаковой степени относятся и к топливным сборкам АРК и АРК-2.

Радиационные характеристики РК и АРК отличаются на ~ 30 %.

В случае головок радиационные характеристики для всех рассмотренных типов топливных сборок также попарно отличаются друг от друга.

Заключение

Разработаны математические модели, выполнен расчёт радиационных характеристик головок и хвостовика 4-х топливных сборок различных конструкций ВВЭР-440 в зависимости от времени выдержки после окончания облучения. Трёхмерные неоронно-физические модели топливных сборок практически полностью соответствуют опубликованной технической документации по их конструкции. Головки и хвостовики изготовлены из нержавеющей стали 08X18N10T. При проведении расчётов учитывалось изменение в процессе работы актора нуклидного состава топлива твэла.

зогов и распределения энерговыделения о высоте топливной сборки.

Каждая топливная сборка облучалась в реакторе до достижения среднего выгорания топлива ~ 50 МВт-сут/кг урана. Рассматривались случаи, когда время выдержки после облучения изменяется от 0,1 до 100 лет. При времени выдержки менее 3-х лет основным радиоактивным изотопом является ^{54}Mn , а при времени более 10 лет – Со.

Разработанная методика нейтронно-физического расчёта с использованием поданных трехмерных моделей позволяет определять радиационные характеристики элементов конструкции ТВС и осуществлять подбор конструкционных материалов.

Список литературы

Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А., Продков С.С., Гуревич М.И., Калугин М.А., Шаповалов А.С., Марин С.В., Новосельцев А.П., Шейнман Д.С., Прищипников А.В., Сухино-Хоминко Е.А., Шкаровский Д.А., Юдкевич М.С. Атлас МСУ-5 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4–23.

Лавренко П., Молчанов В., Троянов В. Современное топливо для реакторов ВВЭР. Современное состояние и перспективы. 6-я междунар. конф. "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", 26-29.05.2009. ОАО ОКБ "ГИДРОТЕКС", г. Подольск.

Газаринский А.А., Сапрыкин В.В., Лизоркин П., Просёлков В.Н. Топливные циклы ВВЭР на основе кассет с увеличенной загрузкой топлива и повышенным обогащением // Атомная энергия, март 2010, т. 108, вып. 3, с. 123–129.

4. Шмелев В.Д., Драгунов Ю.Г., Денисов В.П., Васильченко И.И. Активные зоны ВВЭР для атомных электростанций. М.: ИКЦ "Академкнига", 2004.

5. Марин С.В., Юдкевич М.С. Расчёт активации конструкционных материалов ТВС (головка, хвостовик) ВВЭР-440. Отчёт РНЦ КИ инв. № 36-10/18-10, 2010.

6. Сапрыкин В.В., Газаринский А.А., Томилов М.Ю., Яснопольская И.И. Разработка физической части проекта внедрения. Отчёт ОВВЭР ИЯР РНЦ "Курчатовский институт" инв. № 32/1-12-309 от 30.07.09.

7. "В ОАО Машиностроительный завод прошла приёмка рабочих кассет третьего поколения (РК-3) для Кольской АЭС". Дирекция по связям с общественностью ОАО ТВЭЛ. Опубликовано 21.06.2010. Интернет ресурсы: <http://www.atominfo.ru/news2/b0315.htm> (дата обращения: 01.03.2011).

8. Aksenov P.M., Bondar Y.N., Kolosovsky V.G., Kochergin V.M., Luzan Y.V., Malakhov A.A., Krapivtsev V.G., Shumeev A.I., Filippov V.R. Improving the VVER-440 fuel design and technology. 8th Int. Conf. on VVER Fuel Performance, Modelling and Experimental Support. Bulgaria, 26 September – 4 October, 2009.

9. Гуревич М.И., Прищипников А.В. Алгоритмы геометрического модуля NCG // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 42–52.

Контактная информация –

Марин Станислав Васильевич, в. н. с., тел.: (499)196-98-11, e-mail: marin@adis.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1,
с. 54–65.

Расчётные исследования методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА асимметрии энерговыделения при малых смещениях активной зоны ВВЭР-1000

Е.А. Кашаева, Г.Н. Малышкин,

ФГУП "РФЯЦ-ВНИИТФ", 456770, г. Снежинск Челябинской обл., ул. Васильева, 13

Поступила в редакцию 30.03.2011 г.

Описаны расчёты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА полномасштабной трехмерной модели активной зоны ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС с первой топливной загрузкой. На основе численного моделирования критического состояния реактора, обладающего 60-градусной поперечной симметрией, получена оценка влияния поперечного сдвига активной зоны внутри неподвижной выгородки на распределение энерговыделения в симметрично расположенных кассетах и твэлах.

Ключевые слова: метод Монте-Карло, перенос нейтронов, программа ПРИЗМА, ВВЭР-1000.

Study of Power Distribution Asymmetry at Small Displacements of the VVER-1000 Core Using Monte Carlo Calculations by the PRIZMA Code. E.A. Kashaeva, G.N. Malyshekin, Russian Federal Nuclear Center – Zababakhin Institute of Applied Physics (RFNC-VNIITF), 13, Vasil'ev St., Snezhinsk, Chelyabinsk Region, 456770.

The paper presents Monte Carlo calculations performed with the code PRIZMA for a full scale 3D model of the VVER-1000 core with the first load (Unit 1 of Volgodonsk NPP). They were done to evaluate the effect of lateral core displacements within a fixed baffle on power of symmetrically arranged fuel assemblies and fuel pins for the 60-degree rotation symmetry reactor in the critical state.

Key Words: Monte Carlo Method, Neutron Transport, PRIZMA Code, VVER-1000.

Введение

В рамках совместных работ НИЦ "Курчатовский институт" и РФЯЦ-ВНИИТФ разрабатывается полномасштабная компьютерная модель описания физических процессов, происходящих в активной зоне (а.з.) ВВЭР-1200 энергоблока АЭС-2006, с использованием прецизионных программ, реализующих метод Монте-Карло. В РФЯЦ-ВНИИТФ эти работы связаны с развитием универсальной программы ПРИЗМА [1...3], предназначенной для расчёта переноса нейтронов, фотонов, электронов, позитронов и ионов методом Монте-Карло.

В ходе этих работ подготовлено описание полномасштабной трехмерной модели ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС [4] в формате программы ПРИЗМА, выполнены расчёты нейтронно-физических характеристик ряда критических и подкритических состояний реактора на минимально контролируемом уровне мощности, достигнутых во время физического пуска 1-го блока Волгодонской АЭС [5].

В 2010 г. с применением полномасштабной модели ВВЭР-1000 для одного критического состояния реактора проведены расчётные исследования влияния поперечного сдвига а.з. внутри неподвижной выгородки на распределение энерговыделения в а.з. При симметричном расположении а.з. между ней и выгородкой имеется водяной зазор, ширина которого в поперечном сечении одинакова по всему периметру а.з. На практике из-за неточностей монтажа возможен поперечный сдвиг а.з., в результате которого водяной зазор с одной её стороны увеличится, а с другой уменьшится. Для оценки влияния этого фактора на симметрию энерговыделения в а.з. по программе ПРИЗМА проведены расчёты показавшие, что и потвального энерговыделений симметричного расположения а.з. и для вариантов поперечного сдвига а.з.

Исходные данные для расчётов подготовлены согласно техническому заданию НИЦ "Курчатовский институт". Расчёты выполнены в параллельном режиме на

процессорном вычислительном комплексе РФЯЦ-ВНИИТФ.

1. Постановка задачи

Рассматривается полномасштабная шестигранная модель ВВЭР-1000 1-го блока однопоточной АЭС с первой топливной загрузкой [4]. А.з. состоит из 163 тепловыделяющих сборок (ТВС), окружённых отражателем, в состав которого входят, начиная от центра, водяной зазор, стальная выгородка с цилиндрическими каналами, заполненными водой, водяной зазор, шахта реактора, вода, корпус реактора. Каждая ТВС состоит из 331-й гексагональной ячейки, из которых 312 ячеек содержат твэлы различного обогащения по изотопу ^{235}U .

Характеристики критического состояния ВВЭР-1000, для которого выполнены расчёты, следующие: температура всех оболочек – $278,5^\circ\text{C}$, плотность воды – $0,76802\text{ г/см}^3$, концентрация борной кислоты – $7,39\text{ кг}$. Поглощающие элементы (ПЭЛ) регулирующей группы № 10 извлечены из а.з. 82 %, а ПЭЛы остальных групп – полностью. В этом состоянии а.з. обладает 60-градусной поворотной симметрией.

Между а.з. и выгородкой имеется водяной зазор шириной 3 мм в поперечном сечении, одинаковый по всему периметру а.з. При поперечном сдвиге а.з. водяной зазор с одной её стороны увеличивается, а с другой уменьшается, тем самым изменяются крайевые условия на поверхности а.з. Для оценки влияния этого фактора на симметрию энерговыделения в а.з. по программе ПРИЗМА рассчитаны три варианта задачи.

Вариант 1. Симметричное расположение а.з.: ширина водяного зазора между а.з. и выгородкой равна 3 мм.

Вариант 2. Поперечный сдвиг а.з. по оси X

вправо на 3 мм до касания выгородки одной гранью ячеек ТВС.

Вариант 3. Поперечный сдвиг а.з. вправо под углом 30° к оси X до касания выгородки двумя гранями ячеек ТВС.

Значения ширины зазора между внешними гранями периферийных ячеек ТВС и выгородкой для варианта 2 приведены на рис. 1, а для варианта 3 – на рис. 2. На этих рисунках красным цветом выделены ТВС, в которых частично погружены ПЭЛы регулирующей группы № 10, а голубым цветом – симметричные ТВС, в которых рассчитывалось потвэльное энерговыделение: для варианта 2 – это ТВС №№ 76 и 88, а для варианта 3 – ТВС №№ 26 и 138.

2. Результаты расчётов

Расчёты по программе ПРИЗМА выполнены при следующих параметрах моделирования:

- нейтроны нулевого поколения распределены по всем твэлам а.з. (вероятность рождения в твэле с заданным обогащением пропорциональна произведению числа твэлов данного обогащения на коэффициент обогащения; все твэлы одного обогащения равновероятны);

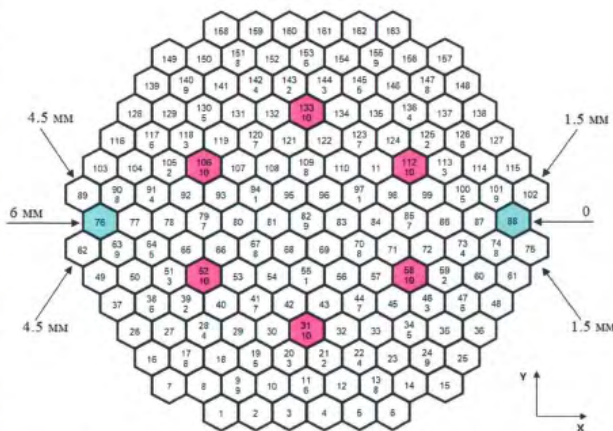


Рис. 1. Ширина зазора между внешними гранями ячеек ТВС и выгородкой при сдвиге а.з. вправо (верхняя цифра – номер ТВС, нижняя цифра – номер регулирующей группы ПЭЛ)

- число точек деления в поколении – $1\,024 \cdot 10^3$, что при среднем числе $\sim 2,46$ нейтронов в одном акте деления, характерном для данных расчётов, соответствует в среднем моделированию $\sim 2\,519 \cdot 10^3$ нейтронов в поколении;
- число отброшенных поколений – 300;
- число активных поколений в вариантах 1 и 3 – 3 700, в варианте 2 – 4 700, т.е. число промоделированных активных историй равно $\sim 9,3 \cdot 10^9$ и $11,8 \cdot 10^9$, соответственно.

Для каждого из рассматриваемых вариантов рассчитано значение эффективного коэффициента $K_{\text{эф}}$ размножения нейтронов, распределение числа делений нейтронов по всем ТВС а.з., а также потвлённое распределение числа делений в двух симметрично расположенных периферийных ТВС.

Рассчитанные значения $K_{\text{эф}}$ и их статистическая погрешность σ (одно стандартное отклонение) приведены в табл. 1.

Таблица 1. Эффективный коэффициент размножения нейтронов

	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3
$K_{\text{эф}}$	1,00174	1,00172	1,00168
$\sigma, \%$	0,001	0,001	0,001

Из таблицы видно, что смещение а.з. внутри выгородки как в варианте 2, так и в варианте 3, практически не влияет на значение $K_{\text{эф}}$.

2.1. Покассетное распределение числа делений в а.з.

Относительные значения чисел деления при расчёте покассетного распределения нормированы таким образом, чтобы их сумма по всем ТВС в а.з. равнялась 163. Результаты расчётов покассетного распре-

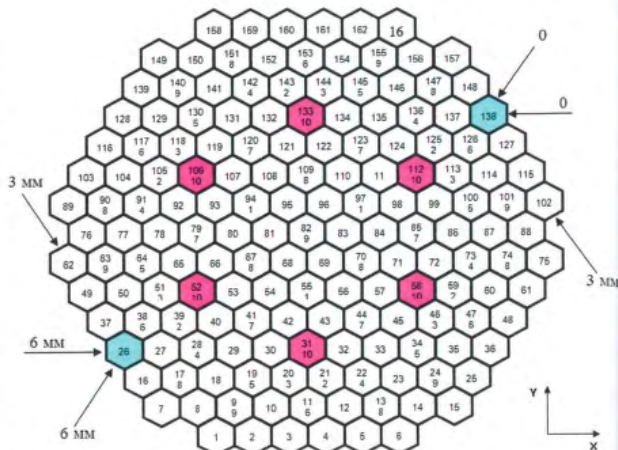


Рис. 2. Ширина зазора между внешними границами ячеек ТВС и выгородкой при сдвиге а.з. вправо под углом 30° к оси X (верхняя цифра – номер ТВС, нижняя цифра – номер регулирующей группы ПЭЛ)

деления числа делений в а.з. для трёх вариантов задачи представлены на рис. 3...5.

На рис. 3 хорошо видна 60-градусная симметрия полученных результатов для случая симметричного расположения а.з. (вариант 1). При сдвиге а.з. вправо (вариант 2) симметрия нарушается, при этом в левой половине а.з. число делений возрастает, а в правой уменьшается (см. рис. 4). При сдвиге а.з. вправо-вверх (вариант 3) максимум числа делений также смещается в сторону, противоположную сдвигу: в данном случае – влево-вниз (см. рис. 5). Из сравнения шкал, приведенных на данных рисунках, следует, что при наличии сдвига а.з. максимум относительного числа делений в ТВС возрастает, а минимум остаётся примерно на том же уровне.

В табл. 2 приведены числа R_i делений ($i = \text{№ ТВС}$) для четырёх рассматриваемых ТВС.

Таблица 2. Число делений в ТВС

№ ТВС	Вариант 1	Вариант 2	Вариант 3
76	1,40	1,53	1,54
88	1,39	1,26	1,25
26	1,51	1,64	1,70
138	1,51	1,37	1,32

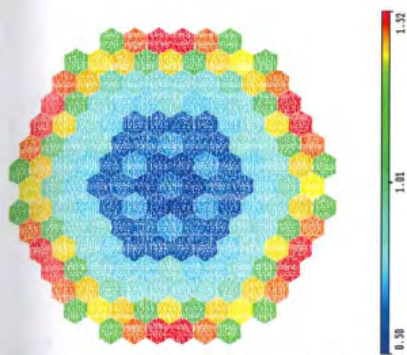


Рис. 3. Распределение числа делений по ТВС при симметричном расположении а.з. относительно выгородки



Рис. 4. Распределение числа делений по ТВС при сдвиге а.з. относительно выгородки вправо

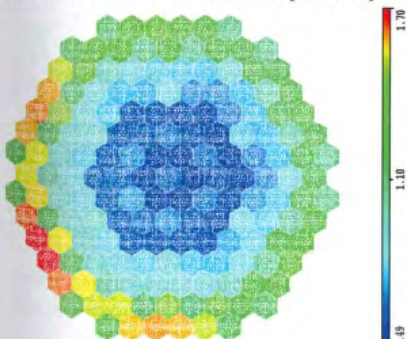


Рис. 5. Распределение числа делений по ТВС при сдвиге а.з. относительно выгородки вправо под углом 30° к оси X

Как видно из этой таблицы, для симметричного расположения а.з. (вариант 1)

значения результатов в ТВС №№ 76 и 88 практически совпадают; аналогично – в ТВС №№ 26 и 138. Смещение а.з. вправо на 3 мм (вариант 2) приводит к возрастанию числа делений в ТВС № 76 и уменьшению в ТВС № 88. Коэффициент асимметрии числа делений в этих ТВС, вычисляемый в виде $\delta_2 = 100 \cdot (R_{76} - R_{88}) / R_{76}$, равен 18 %.

Аналогичная картина наблюдается в варианте 3 для ТВС №№ 26 и 138, для которых коэффициент асимметрии числа делений $\delta_3 = 100 \cdot (R_{26} - R_{138}) / R_{26}$ равен 22 %.

2.2. Потвзльное распределение числа делений в симметрично расположенных ТВС

Относительные значения чисел деления при расчёте потвзльных распределений нормированы таким образом, чтобы их сумма по всем твзам всех ТВС в а.з. равнялась 163×312 .

Поскольку для рассматриваемого состояния реактора а.з. обладает 60-градусной поворотной симметрией, то при сравнении потвзльных распределений в симметрично расположенных ТВС необходимо учитывать, что эти ТВС повернуты относительно друг друга на 180°. ТВС № 88 относительно ТВС № 76, а ТВС № 138 относительно ТВС № 26.

Результаты расчётов потвзльного распределения числа делений в а.з. для трёх вариантов задачи в четырёх ТВС представлены на рис. 6...9.

Как видно на рис. 6, при симметричном расположении а.з. относительно выгородки (вариант 1) отчётливо наблюдается симметрия потвзльных распределений числа делений в симметрично расположенных ТВС №№ 76 и 88. В то же время при сдвиге а.з. вправо (вариант 2) эта симметрия исчезает (рис. 7), а степень неравномерности потвзльного распределения числа делений в этих двух ТВС возрастает: в ТВС № 76 максимум увеличивается с 1,80 до 1,97, а в ТВС № 88 минимум уменьшается с 0,93 до 0,73.

Аналогичная картина наблюдается и для симметрично расположенных ТВС №№ 26, 138 при сравнении результатов вариантов 1 и 3. Как видно на рис. 8, при симмет-

ричном расположении а.з. относительно выгородки (вариант 1) также имеется симметрия потвальных распределений числа делений в ТВС №№ 26 и 138. При сдвиге а.з. вправо под углом 30° к оси X (вариант 3) эта симметрия исчезает (см. рис. 9), а степень неравномерности потвального распределения числа делений в этих двух ТВС возрастает: в ТВС № 26 максимум увеличивается с 1,89 до 2,11, а в ТВС № 138 минимум уменьшается с 0,64 до 0,47.

Анализ численных результатов показывает, что в варианте 2 максимум коэффициента асимметрии достигает 36 % в ячейке № 5, а в варианте 3 – 44 % в ячейке № 11. Обе ячейки находятся во внешнем ряду твэлов. Максимальные значения коэффициента асимметрии примерно в два раза выше, чем в среднем по ТВС.

Заключение

В рамках совместных работ НИЦ “Курчатовский институт” и РФЯЦ-ВНИИТФ для полномасштабной трехмерной модели ВВЭР-1000 1-го блока Волгодонской АЭС с первой топливной загрузкой проведено численное исследование методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА влияния поперечного сдвига а.з. внутри неподвижной выгородки на распределение энерговыделения в симметрично расположенных ТВС и твэлах.

Расчёты критического состояния реактора, обладающего 60-градусной поворотной симметрией, показали, что поперечный сдвиг а.з. приводит к заметной асимметрии энерговыделения в диаметрально противоположных перифе-

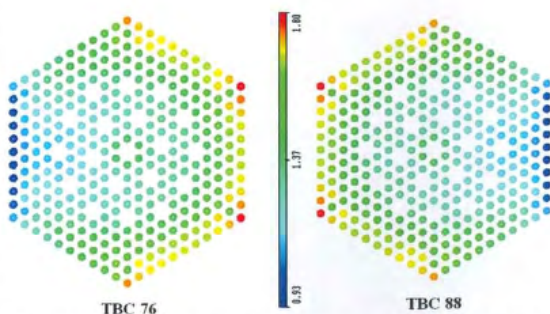


Рис. 6. Потвальное распределение числа делений в ТВС №№ 76 и 88 для симметричного расположения а.з. относительно выгородки

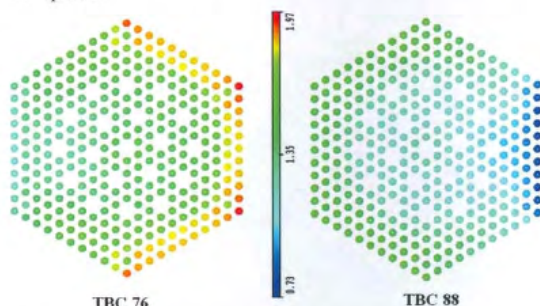


Рис. 7. Потвальное распределение числа делений в ТВС №№ 76 и 88 при сдвиге а.з. относительно выгородки вправо

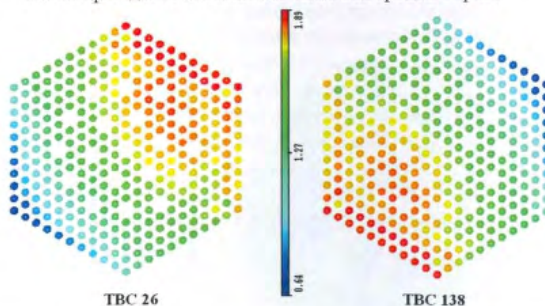


Рис. 8. Потвальное распределение числа делений в ТВС №№ 26 и 138 для симметричного расположения а.з. относительно выгородки

рийных ТВС, расположенных вдоль направления сдвига. При сдвиге а.з. вправо на 3 мм покассетное энерговыделение в этих ТВС отличается на 18 %, а различия в потвальном энерговыделении достигают 36

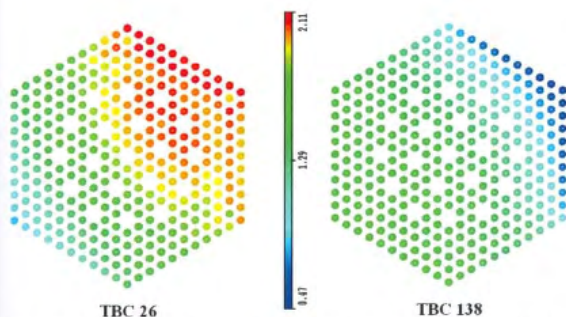


Рис. 9. Потвзельное распределение числа делений в ТВС №№ 26 и 138 при сдвиге а.з. относительно выгородки вправо под углом 30° к оси X

%. При сдвиге а.з. вправо под углом 30° к оси X до касания выгородки двумя гранями ячеек ТВС различия несколько выше: 22 и 44 %, соответственно.

Данная работа выполнена в рамках НИР по проекту АЭС-2006.

Авторы статьи приносят благодарность сотрудникам НИЦ "Курчатовский институт" Е.А. Гомину, С.С. Городкову и Е.А. Сухино-Хоменко за постановку задачи, консультации и обсуждение результатов.

Список литературы

1. *Arnautova M.A., Kandiev Ya.Z., Lukhminsky B.E., Malyshekin G.N.* Monte-Carlo simulation in nuclear geophysics. In comparison of the PRIZMA Monte-Carlo program and benchmark experiments // Nuclear Geophysics, 1993, v. 7, № 3, p. 407–418.
2. *Кандиев Я.З., Малахов А.А., Серова Е.В.,*

Спирина С.Г. Оценка эффекта малых возмущений в многовариантных расчётах по программе ПРИЗМА-Д // Атомная энергия, 2005, т. 99, вып. 3, с. 203–210.

3. *Модестов Д.Г.* Использование приближения мгновенного столкновения для моделирования переноса медленных нейтронов // ВАНТ. Сер. Математическое моделирование физических процессов, 2008, вып. 3, с. 55–67.

4. *Олейник Д.С., Кадугин М.А., Сухино-Хоменко Е.А., Малышкин Г.Н., Зацепин О.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Модестов Д.Г.* Полномасштабная математическая модель переноса нейтронов в активной зоне реактора ВВЭР-1000, основанная на методе Монте-Карло и реализованная на многопроцессорных ЭВМ / Материалы междунар. конф. "Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР", Подольск, 26–29 мая 2009 г.

5. *Зацепин О.В., Кандиев Я.З., Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н., Модестов Д.Г.* Расчёты методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА нейтронно-физических характеристик активной зоны ВВЭР-1000 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 64–73.

Контактная информация –

Малышкин Геннадий Нифодиевич, нач. отдела,
тел.: 8(35146)548-05, e-mail: g.n.malyshkin@vniitf.ru

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, с. 66–71.

Полномасштабная математическая модель для описания температурного режима РБМК в аварии с полным обесточиванием

А.В. Краюшкин, А.А. Модин,

НИЦ "Курчатовский институт", 123182, Москва, пл. Курчатова, 1

Поступила в редакцию 01.07.2011 г.

Дается описание полномасштабной математической модели для анализа температурного режима РБМК при полном обесточивании. Приведены результаты верификации и некоторые результаты расчетов.

Ключевые слова: теплообмен излучением, остаточное энерговыделение, источник тепла, потеря геометрии.

Full-Scale Mathematical Model to Describe the Temperature Regime in RBMK Accident with Full Blackout. A.V. Krayushkin, A.A. Modin, NRC "Kurchatov Institute", 1, Kurchatov Sq., Moscow, 123182.

The description of the full-scale mathematical model for the temperature regime analysis in RBMK during blackout is given. The results of the verification and some results of the calculations are presented.

Key Words: Heat Exchange by Radiation, Residual Energy Release, Heat Source, Geometry Loss.

Введение

В аварии с полным обесточиванием одним из важных моментов является задача описания температурного режима реактора на той стадии, когда весь теплоноситель выкипел и начинается разогрев за счет остаточного энерговыделения. Предполагается, что на предшествующем этой стадии интервале времени длительностью 1,5...2,0 часа после начала аварии давление в контуре МПЦ было снижено до атмосферного, но восстановить охлаждение активной зоны по каким-либо причинам не удалось.

Обычно температурный режим активной зоны в данной аварии рассчитывается с помощью программ типа RELAP5/mod3.2. Однако для рассматриваемой стадии разогрева эти программы практически непригодны, так как здесь уже необходимо описывать реактор целиком, причём на интервале времени порядка месяца, чтобы охватить такие явления, как

- нагрев отражателя;
- утечка тепла за пределы реактора;
- плавление элементов активной зоны (циркония, диоксида урана), сопровождающиеся, в частности, изменением пространственного распределения источников тепла.

Поскольку одним из важных вопросов при рассмотрении обсуждаемой стадии ава-

рии является вопрос о возможности возникновения повторной критичности, а размножающие свойства сильно зависят от температуры топлива и графита, то необходимо рассмотреть процессы как разогрева, так и последующего остывания реактора.

Для решения данной задачи составлена полномасштабная математическая модель и на её основе написана программа.

1. Описание математической модели для расчёта температуры графита реактора

Будет использоваться предположение о возможности замены реальной ячейки с каналом конечного размера ячейкой, состоящей из графита с бесконечно тонким каналом по центру, что имеет некоторую аналогию с гетерогенным подходом расчёта полей нейтронов с применением уравнений Галанина – Фейнберга. Тогда перенос тепла в графитовой кладке описывается как в системе квадратных графитовых ячеек.

Для описания распределения температуры графита за основу взято уравнение теплопроводности, которое решается в трехмерной полномасштабной геометрии с учётом

- теплообмена излучением между топливом и графитом,

- перетечек тепла между ячейками реактора,
- утечки тепла за пределы реактора.

Уравнение теплопроводности решается нодальным методом. При этом каждая расчётная нода (представляющая собой часть расчётной ячейки, заданной с высотой 50 см) характеризуется одной средней температурой графита. Полученное уравнение для баланса тепла в ноде выглядит следующим образом:

$$C_m dT_{ijk}/dt = a_1^{ijk} T_{i-1,j,k} + a_2^{ijk} T_{i,j-1,k} + a_3^{ijk} T_{i+1,j,k} + a_4^{ijk} T_{i,j+1,k} + a_5^{ijk} T_{ij,k-1} + a_6^{ijk} T_{ij,k+1} - d_{ijk} T_{ijk} + q_{ijk}. \quad (1)$$

Здесь $a_1 \dots a_6$ – коэффициенты связи между ячейками в плоскости xy ; a_5, a_6 – аналогичные коэффициенты связи по оси z ; ijk – номера расчётных нод по осям x, y и z , соответственно; C_m – теплоёмкость графита; d_{ijk} – диагональный член; q_{ijk} – источник тепла в ноде.

Уравнение (1) по времени дискретизируется с помощью неявной схемы. Получаемая система алгебраических уравнений решается итерациями на каждом временном шаге. В качестве граничных условий используются заданные температуры некоторых конструкций, окружающих графитовую кладку, теплообмен с которыми предполагается происходящим за счёт излучения.

Коэффициенты связи $a_1 \dots a_6$ между нодами вычисляются так, как иллюстрируется на рис. 1.

Тепловой поток через границу записывается в виде

$$q = \alpha_{12}(T_{12} - T_{22}) = \alpha_{12}(T_1 \beta_1 - T_2 \beta_2);$$

$$\alpha_{12} = \sigma S(T_{12}^2 + T_{22}^2)(T_{12} + T_{22}), \quad (2)$$

где σ – постоянная Стефана – Больцмана; S – площадь грани; β_1 и β_2 – отношения тем-

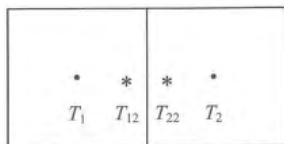


Рис. 1. Расчётные ячейки: T_1 и T_2 – температуры в центрах нод 1 и 2; T_{12} и T_{22} – температуры на соответствующих границах

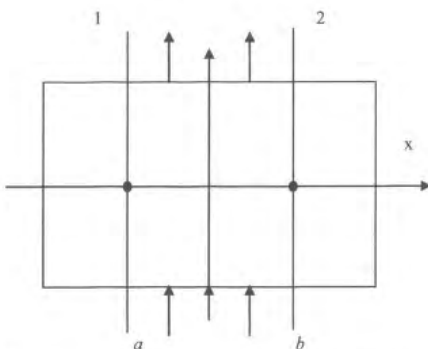


Рис. 2. Одномерная стационарная задача переноса тепла вдоль оси x на интервале между точками a и b . Стрелками сверху и снизу показана утечка тепла в направлениях, перпендикулярных x

ператур на границе и в центре ноды.

Эти отношения в начале итерационного процесса принимаются равными единице. Далее в процессе итераций величины β_1 и β_2 периодически пересчитываются. Для их пересчёта в каждой ноде по каждому из трех направлений (x, y, z) решаются вспомогательные одномерные (двухнодовые) задачи. В них рассматриваются данная и соседняя ноды, как иллюстрирует рис. 2. В одномерной задаче решается стационарное уравнение теплопроводности

$$\lambda d^2 T / dx^2 + q = 0 \quad (3)$$

с граничными условиями $T(x=a) = T_1$, $T(x=b) = T_2$.

В источник q включается утечка тепла в перпендикулярных направлениях (для x это y и z). Утечка вычисляется по полученному на предыдущих итерациях крупноразмерному трехмерному распределению температуры. На границе между нодами 1 и 2 вводится теплообмен излучением.

Данный подход, как будет показано ниже, эквивалентен мелкоразмерному конечно-разностному расчёту, в котором каждая нода подразделяется на большое количество (100...400 в плане $x-y$) более мелких нод. Благодаря данному подходу удаётся избежать решения задачи теплопроводности в объёме реактора очень большой размерности.

Диагональные элементы d_{jk} содержат коэффициенты $a_1 \dots a_6$, а также член, ответственный за теплоотдачу излучением от топлива к графиту,

$$d_{jk} = \sum_{n=1}^6 a_n^{jk} + \alpha_R^{jk} \cdot \sigma_R^{jk} = E \left((T_{jk}^F)^2 + T_{jk}^2 \right) (T_{jk}^F + T_{jk});$$

$$E = \sigma S_{\text{кан}} / V_{\text{нода}}, \quad (4)$$

где $S_{\text{кан}}$ — площадь поверхности канала внутри ноды, $V_{\text{нода}}$ — объём ноды, T^F — средняя температура топлива.

Таким образом, в рассматриваемой модели предполагается, что имеет место прямое взаимодействие (посредством излучения) между топливом и графитом. Циркониевые оболочки твэлов и труба канала в модели явно не описываются.

Источник тепла в ноде предполагается состоящим из двух частей:

$$q_{ijk} = q_{ijk}^{\gamma} + q_{ijk}^R. \quad (5)$$

Здесь q_{ijk}^{γ} — источник тепла в графите за счёт γ -излучения осколков деления топлива; q_{ijk}^R — источник тепла за счёт теплового излучения топлива.

Тепло составляющей q_{ijk}^R выделяется на внутренней границе графитового блока (в отверстии под канал), однако в настоящей модели предполагается равномерно распределённым по объёму блока, как и от составляющей q_{ijk}^{γ} .

Составляющая q_{ijk}^R по определению отлична от нуля только в тех нодах, где содержится топливо. Величина q_{ijk}^R определяется в соответствии с исходной мощностью ноды и зависимостью остаточного энерговыделения от времени.

2. Температура топлива

Параллельно с температурой графита в данной задаче должна определяться температура топлива. В каждой расчётной ноде температура топлива характеризуется одной средней величиной, определяемой из уравнения

$$C_F dT_{ijk}^F / dt = q_{ijk}^F - \alpha_{ijk}^{jk} (T_{ijk}^F - T_{ijk}), \quad (6)$$

где α_{ijk}^{jk} даётся формулой (4) и определяет теплоотдачу излучением к графиту, а q_{ijk}^F — мощность источников тепла в топливе за счёт остаточного энерговыделения

Уравнение (6) решается совместно с уравнением (1) для графита. Для решения используется неявная схема, однако меньший временной шаг. Если для уравнения (1) применяется шаг в полчаса, то в уравнении (6) шаг равен одной секунде. При этом предполагается, что на протяжении получаса температура графита постоянна.

3. Плавление материалов активной зоны и изменение геометрии

1) Плавление алюминиевых конструкций (оболочки борных поглотителей, гильзы кластерных регулирующих органов — КРО) предполагается, когда температура графита в ячейке с поглотителем превысит 660 °С.

2) Плавление стальных конструкций (оболочки дополнительных поглотителей, пэлы КРО) предполагается, когда температура графита в ячейке с поглотителем превысит 1450 °С.

Предположения о плавлении указанных выше элементов никак не влияют на ход решения рассматриваемой задачи и важны при рассмотрении вопроса о возможности возникновения повторной критичности.

3) Плавление циркония (оболочки твэлов и труба канала) предполагается происходящим скачкообразно в момент, когда средняя по высоте температура топлива в канале превысит уровень 1850 °С.

Далее предполагается, что цирконий в этом канале исчезает, топливные таблетки под действием силы тяжести перемещаются в нижнюю часть канала и образуют в ней топливный столб диаметром, равным диаметру графитовой втулки, и высотой около 2,5 м. Соответственно перераспределяются источники тепла в данном канале. Теперь они равны нулю в верхней части канала и увеличивают свою интенсивность в нижней части канала (в расчёте на единицу длины).

4) Для описания плавления топлива используется более подробная модель. Пред-

полагается, что при достижении в данной ноде температуры топлива 2 800 °С температура прекращает изменяться.

Подсчитывается энергия, необходимая для плавления топлива в ноде:

$$E = \int_{t_0}^t (q_F - \alpha_R (T_F - T)) dt, \quad (7)$$

где t_0 — момент достижения температуры плавления; q_F — мощность источников тепла в топливе; $\alpha_R (T_F - T)$ — часть тепла, излучаемая к графиту; T_F — температура топлива в ноде; T — температура графита в ноде.

Когда значения E во всех нодах данного канала превысят граничную величину, определяемую теплотой плавления диоксида урана, предполагается, что жидкое топливо покидает канал, опускаясь под реактор, где, возможно, застывает. При этом мощность источников тепла в данном канале становится равной нулю. Таким образом, плавление и уход топлива ускоряют остывание реактора.

Здесь необходимо отметить, что температура 2 800 °С плавления топлива определяет максимально достижимую температуру в рассматриваемом процессе как топлива, так и графита. Если эта температура будет достигнута, значительная часть энергии затратится на плавление топлива, а после плавления топливо покинет пределы активной зоны, унося и часть источников тепла.

4. Сравнение расчётов с результатами RELAP5/mod3.2

Поскольку механизм передачи тепла излучением от топлива к графиту является одной из важных особенностей рассматриваемой задачи о разогреве осушенного реактора, а его описание в представленной модели является приближённым, то первой задачей по верификации выбрано сравнение результатов расчёта изменения во времени температур топлива и графита, полученных с помощью описываемой модели и по программе RELAP5/mod3.2*.

Рассматривалась замкнутая ячейка (канал-графитовый блок) без воды в канале, разогреваемая остаточным энерговыделением, спадающим во времени. Результаты расчёта приведены на рис. 3, 4. Начальные значения для температур топлива и графита принимались равными 300 °С. На начальном участке разогрева длительностью около 0,5 часа температура топлива быстро нарастает.

Затем из-за роста температуры увеличивается теплоотдача к графитовому блоку излучением, температура графита также начинает расти, а рост температуры топлива замедляется. Оба расчёта показывают примерно одинаковое поведение температур во времени. Исключением является только один момент. Температура графита в описываемой модели быстрее приближается к температуре топлива, чем это происходит в модели RELAP5/mod3.2.

Проведённое сравнение показало, что описываемая модель вполне адекватно предсказывает изменение температур в рассматриваемой замкнутой ячейке (т.е. без учёта утечки тепла за пределы реактора).

5. Сравнение нодальной и конечно-разностной схем на двумерной задаче

Для проверки адекватности описания перетечек тепла в нодальной схеме рассмотрена полномасштабная двумерная задача (х-у геометрия). В этой задаче моделировались разогрев осушенного реактора за счёт спадающего во времени остаточного энерговыделения и его последующее остывание с учётом утечки тепла за пределы реактора через боковой отражатель.

В качестве граничного условия задавалась температура за пределами бокового отражателя, которая в момент начала расчёта равнялась 300 °С, а затем линейно возрастала на интервале времени 24 часа до 500 °С и далее оставалась постоянной. Аналогичный закон принимался и для торцевых отражателей в рассматриваемом ниже 3-х мерном расчёте.

Расчёты проводились на временном интервале до 240 часов. К этому моменту в

* Расчёты по RELAP5/mod3.2 проведены А.А. Афанасьевой

рассматриваемом случае температуры достигают максимальных значений, после чего начинают уменьшаться. Результаты, полученные по нодальной схеме, сравнивались с результатами конечно-разностного расчёта при различных шагах конечно-разностной сетки (табл. 1).

Видно, что максимальные отличия в температурах между наиболее точным конечно-разностным расчётом (400 точек на ячейку) и нодальным находятся на уровне 2 %. При этом в нодальном расчёте применяется лишь одна точка на ячейку. Благодаря этому не вызывает особых затруднений переход к расчётам в трехмерной геометрии.

6. Сравнение расчётов в дву- и трехмерной геометриях

Пример такого расчёта даётся в табл. 2, где сравниваются температуры, полученные в дву- и трехмерном приближениях.

Видно, что в трехмерном расчёте средние температуры графита и топлива заметно (примерно на 400 °C) снижаются по отношению к двумерному. Очевидно, это объясняется утечкой тепла через торцевые поверхности, которая отсутствует в двумерном расчёте. Снижаются, хотя и менее значительно, и максимальные температуры графита и топлива.

Ниже приведены некоторые результаты, полученные в трехмерном расчёте, дающие представление о достигаемом уровне и пространственном распределении температур. На рис. 5 показано, как изменяются во времени средние и максимальные температуры графита и топлива.

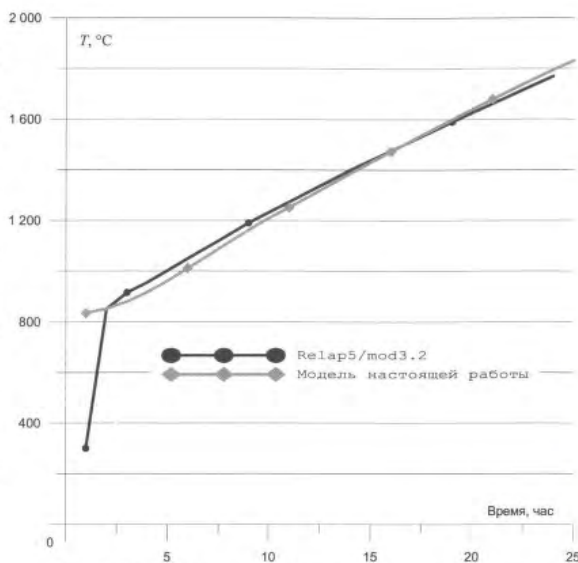


Рис. 3. Зависимость от времени температуры топлива

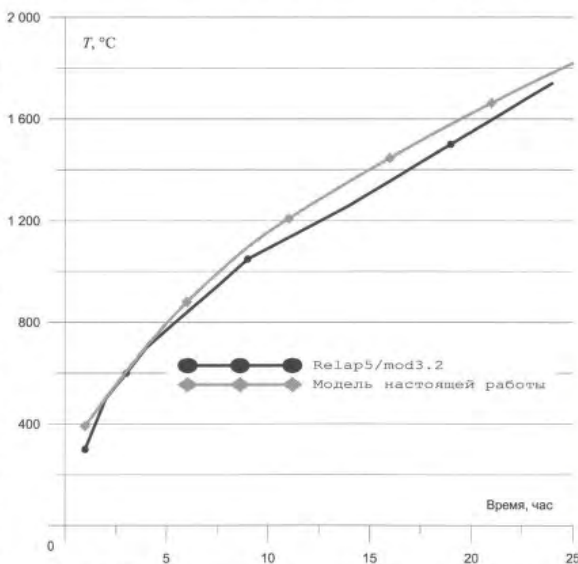


Рис. 4. Зависимость от времени температуры графита

Рис. 6 и 7 показывают радиальное и высотное распределения температур графита и топлива на момент 240 часов.

Таблица 1. Средние и максимальные температуры графита и топлива на момент 240 часов с начала разогрева

№	Расчёт	$\bar{T}_{\text{гр}}/\bar{T}_{\text{топ}}, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{гр}}^{\text{max}}/T_{\text{топ}}^{\text{max}}, ^\circ\text{C}$
1	Конечно-разностный, 36 точек на ячейку	1 774/1 999	2 364/2 365
2	Конечно-разностный, 100 точек на ячейку	1 796/2 016	2 366/2 367
3	Конечно-разностный, 400 точек на ячейку	1 815/2 024	2 357/2 357
4	Нодальный	1 776/2 061	2 391/2 392

$\bar{T}_{\text{гр}}$ и $\bar{T}_{\text{топ}}$ – средние по объёму реактора температуры графита и топлива

$T_{\text{гр}}^{\text{max}}$ и $T_{\text{топ}}^{\text{max}}$ – максимальные температуры графита и топлива

Таблица 2. Сравнение температур графита и топлива в дву- и трехмерном приближениях на момент 240 часов

№	Расчёт	$\bar{T}_{\text{гр}}/\bar{T}_{\text{топ}}, ^\circ\text{C}$	$T_{\text{гр}}^{\text{max}}/T_{\text{топ}}^{\text{max}}, ^\circ\text{C}$
1	Нодальный двумерный	1 776/2 061	2 391/2 392
2	Нодальный трехмерный	1 361/1 645	2 287/2 292

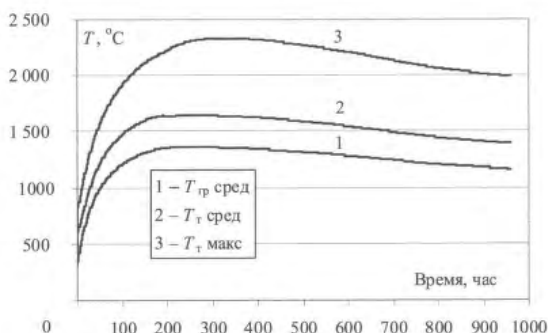


Рис. 5. Изменение средней и максимальной температур графита и топлива во времени

Полученные результаты, которые, конечно, являются предварительными, показывают, в частности, что температура плавления топлива в рассматриваемом процессе не достигается.

Заключение

Таким образом, разработана 3-х мерная полномасштабная модель для анализа температурных режимов в авариях, связанных с разогревом за счёт остаточного энерговыделения остановленного реактора. Модель допускает расчёт фактических состояний реактора с детальным учётом особенностей загрузки. Это повышает достоверность ре-

зультатов анализа аварии с полным обесточиванием энергоблока, включая вопрос о возможности возникновения повторной критичности в процессе разогрева и последующего остывания реактора.

Общий характер поведения температур топлива в течение начального интервала времени длительностью 0,5 часа. В результате растёт теплоотдача от топлива к графиту за счёт излучения и температура графита постепенно приближается к температуре топлива. Отличия в величинах средних температур графита и топлива объясняются тем, что средняя температура графита

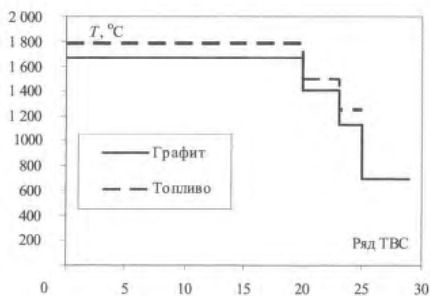


Рис. 6. Радиальное распределение температур графита и топлива

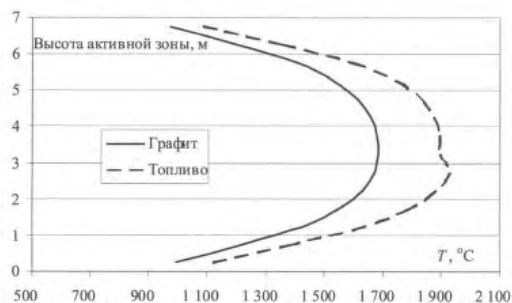


Рис. 7. Аксиальное (среднее по реактору) распределение температур графита и топлива

определяется по всему объёму реактора, включая более “холодный” отражатель, а средняя температура топлива только по активной зоне. Максимальные же температуры топлива и графита, достигаемые в некоторой точке активной зоны, оказываются близки (отличие менее 10 °C).

Максимальные температуры достигаются к моменту около 10 сут с начала разогрева. Затем реактор начинает остывать, так как остаточное энерговыделение падает во времени, а утечка тепла за пределы реактора растёт из-за возросших температур.

Список литературы

1. Краюшкин А.В., Давыдова Г.Б., Захарова Л.Н. Распределение энерговыделения в графите реактора. Отчёт РНЦ КИ инв. № 33-03/15, 2003.
2. Михайлов Д.А., Ткачев В.В., Федоров В.Л., Орлова И.А., Тишкин Ю.А., Гольцев А.О., Никитин Ю.М. Разработка стратегии ограничения последствий тяжёлой аварии РБМК на первой стадии деградации активной зоны. Доклад на 7-й Межд. научно-техн. конф. “Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики”, МНТК-2010, 26-27 мая 2010 г., Москва.
3. Галанин А.Д. Теория гетерогенного реактора. М.: Атомиздат, 1971.

Контактная информация –

Модин Андрей Анатольевич, н. с., тел.: 8(499)196-75-82, 78-03, e-mail: amodin@dcnr.vver.kiae.ru

Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, с. 72–78.

Выбор компоновки активной зоны реактора МБИР

Е.А. Родина, А.В. Лопаткин, И.Б. Лукасевич, Н.В. Романова,
ОАО "НИКИЭТ", 107140, Москва, Малая Красносельская ул., 2/8

Поступила в редакцию 20.10.2011 г.

Проведены нейтронно-физические исследования активной зоны проектируемого реактора МБИР для конструкций на базе твэлов Ø 6,9 и Ø 6,0 мм. Для каждого из вариантов предложена компоновка активной зоны с учётом требований технического задания к реактору. Выполнены оценки основных нейтронно-физических характеристик реактора и кампании в рамках выбранной конструкции. Сделаны выводы относительно преимуществ и недостатков компоновок на базе того или иного твэла.

Ключевые слова: МБИР, быстрый реактор, исследовательский реактор, твэл, нейтронно-физический расчёт, MCNP, TRIGEX.

Configuration Choice for the MBIR Reactor Core. *E.A. Rodina, A.V. Lopatkin, I.B. Lukasevich, N.V. Romanova, JSC "RDIPE", 2/8, Malaya Krasnosel'skaya St., Moscow, 107140.*

Neutron-physical studies were carried out to choose the best configurations of the research reactor MBIR under designing now. The studies analyzed two options for diameter of fuel rods: 6,0 and 6,9 mm. Two configurations of the reactor core were formed for both options with accounting for requirements of the technical conditions on the MBIR project. Basic neutron-physical parameters were evaluated for both configurations of the reactor core. Advantages and shortcomings of these configurations were considered in detail.

Key Words: MBIR, Fast Reactor, Research Reactor, Fuel Rod, Neutron-Physical Analysis, MCNP, TRIGEX.

Введение

Многоцелевой быстрый исследовательский реактор (МБИР), разрабатывающийся в составе проекта реакторной установки (РУ) МБИР, предназначен для замещения устаревшей базы исследовательских реакторов в целях проведения широкого спектра исследовательских и экспериментальных работ с применением реакторного излучения. Основные работы, которые должен обеспечивать реактор:

- проведение материаловедческих исследований с различными жидкометаллическими и газовыми теплоносителями в ячейках активной зоны реактора и в петлевых каналах в условиях интенсивного нейтронного излучения с плотностью потока $(2...5) \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$;

- реакторные испытания твэлов, ТВС, пэлов, других элементов активной зоны в стационарных, переходных и аварийных режимах эксплуатации для инновационных реакторов следующего поколения с перспективными видами теплоносителя (натриевым, тяжелометаллическим, газовым, жидкосольевым и т.д.);

- испытания новых типов оборудования разных технологических систем, приборов и систем управления, контроля и диагностики различного типа энергетических реакторов.

При выполнении всех этих задач должен быть обеспечен высокий уровень безопасности.

Основной задачей проводившихся работ на данном этапе являлось формирование компоновки активной зоны, удовлетворяющей техническим параметрам, требованиям и ограничениям, сформулированным в техническом задании на РУ МБИР, а также определение нейтронно-физических характеристик активной зоны и кампании в рамках выбранной конструкции.

В основу создания МБИР заложены принципы консервативного проектирования с опорой на апробированные инженерно-технические решения и использование материалов с хорошо изученными физическими и прочностными свойствами. Создание нового типа ядерного топлива для МБИР не предусматривается, затраты на решение проблемы топливообеспечения должны быть минимизированы путём при-

менения отработанной топливной матрицы и конструкции твэла.

Для характеристик активной зоны наибольшее значение имеет выбор диаметра твэла. Рассмотрены варианты активной зоны на базе двух твэлов: параллельно проведены работы по формированию компоновок для твэла диаметром $6,0 \times 0,3$ мм (на базе твэла БОР-60) и твэла диаметром $6,9 \times 0,4$ мм (на базе твэла реактора БН-800).

Проведены оценочные расчёты по определению основных характеристик активной зоны, таких как плотность потока нейтронов в элементах конструкции и экспериментальных устройствах, эффективность органов СУЗ, параметры равновесной кампании, распределение энерговыделения в активной зоне. Сделаны выводы относительно преимуществ и недостатков компоновок на базе того или иного твэла.

1. Методика расчёта

Ячейкой решётки активной зоны служит шестигранная прямая призма, включающая в себя в зависимости от места расположения в активной зоне ТВС, канал РО СУЗ, экспериментальный канал, материаловедческий канал и т.д.

В настоящий момент в рамках общепринятого видения конструкции установки приняты следующие положения:

- в геометрическом центре активной зоны задаётся петлевой канал, занимающий место семи базовых блоков и заполненный в модели натрием;
- нетопливные сборки в активной зоне не должны располагаться в соседних ячейках и соседствовать с РО СУЗ, экспериментальными и петлевыми каналами;
- ячейки, содержащие РО СУЗ или экспериментальные каналы, не могут располагаться в двух ближайших рядах от петлевых каналов;
- на взаимное размещение петлевых каналов, ячеек с РО СУЗ и с экспериментальными каналами накладывается ряд требований дистанционирующего характера, обусловленных габаритами фланцев и приводов соответствующих устройств.

Кроме того, одним из важнейших критериев при формировании активной зоны являлась максимизация плотности потока нейтронов в экспериментальных каналах при соблюдении ограничения линейной нагрузки на твэл величиной 500 Вт/см в рамках заданной мощности реактора 150 МВт. Для анализа этой характеристики выполнялось моделирование равновесной (или стационарной) кампании, т.е. такой режим работы реактора, который устанавливается после ряда перегрузок и когда каждый цикл между перегрузками фактически эквивалентен предыдущему и последующему.

По результатам данного исследования компоновка корректировалась так, чтобы максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл оказывалась оптимальной, т.е. удовлетворяла ограничению, но не была слишком низка, так как это привело бы к снижению плотности потока нейтронов в экспериментальных устройствах реактора. В свете этого ясно, что адекватное моделирование равновесной кампании служит чрезвычайно важной составляющей частью корректного формирования и определения параметров активной зоны.

Режим и вид стартовой загрузки и выход на равновесный режим на данном этапе проекта не рассматривались. Предварительный анализ показал, что наличие большого количества нетопливных ячеек в пределах активной зоны, а главное, расположение крупного, занимающего 7 ячеек, петлевого канала в центре активной зоны создают сложности для достижения высокой плотности потока нейтронов в рамках имеющихся ограничений.

Анализ также показал, что имеющаяся конструкция РО СУЗ обеспечивает длительность между перегрузками около 100 сут при размещении РО СУЗ максимально близко (насколько позволяют конструктивные ограничения) к центру активной зоны, где они имеют большую эффективность. Остальные нетопливные ячейки размещены, насколько возможно, равномерно по картограмме с учётом имеющихся конструктивных ограничений дистанционирующего характера.

Дальнейшая оптимизация активной зоны заключалась в подборе такого количества ТВС, чтобы добиться максимальной плотности потока нейтронов в активной зоне при удовлетворении ограничения на линейную тепловую нагрузку на твэл. Для выбранной исходной компоновки и при принятом режиме перегрузок увеличение количества топливных сборок (с учётом фиксированной мощности установки) приводит к уменьшению линейной тепловой нагрузки на твэл и доли плутония в топливе. Общее количество топлива в активной зоне при этом растёт, а плотность потока нейтронов в центре активной зоны снижается. Уменьшение количества топливных сборок приводит к обратной тенденции.

Нейтронно-физические исследования и расчёты проведены на базе двух программ: MCNP, реализующей метод Монте-Карло для моделирования переноса нейтронов и позволяющей детализированно задавать трехмерную структуру активной зоны и получать нейтронно-физические характеристики с высокой степенью точности, и TRIGEX, реализующей диффузионное приближение и предназначенной для инженерных расчётов нейтронно-физических характеристик быстрых реакторов в трехмерной гексагональной геометрии.

Все основные характеристики активной зоны рассчитаны по программе MCNP, для которой создана детализированная модель, включающая в себя потвэльное описание ТВС, гетерогенное описание конструкции РО СУЗ и петлевых каналов, а также описание конструктивных элементов корпуса активной зоны. Программа TRIGEX использовалась для моделирования равновесной кампании, т.е. расчёта выгорания, изменения состава топлива, оценки влияния на реактивность продуктов деления и определения режима перегрузок.

2. Активная зона на базе твэла диаметром 6,9 мм

С точки зрения конструкторского решения более предпочтительным является вариант активной зоны на базе твэла 6,9 мм.

Конструкция ТВС выполнена по аналогии с ТВС реактора БН-800, надёжность которой подтверждена многолетней эксплуатацией. ТВС МБИР на базе твэла диаметром 6,9 мм представляет собой неразборную конструкцию, состоящую из пучка 61 стержневых твэлов, расположенных по треугольной решётке с шагом 7,95 мм, чехла ТВС шестигранного сечения с наружным размером "под ключ" 67 мм, опорной решётки, головки, переходника и хвостовика. Высота топливного столба составляет 550 мм, над и под ним размещаются слои обеднённого урана высотой 200 мм.

В качестве топлива бралось смешанное уран-плутониевое виброуплотнённое оксидное топливо. Относительное содержание плутония и урана в смеси варьировалось и подбиралось в рамках оптимизации компоновки и нейтронно-физических характеристик активной зоны. Торцевые экраны содержат в твэлах таблетки обеднённого урана.

Нетопливные ячейки, находящиеся в активной зоне и предназначенные для размещения экспериментальных каналов или материаловедческих сборок, в расчётной модели заполнялись одним составом, включая в себя 50 % (объёмных) стали и 50 % натрия.

В ячейках, предназначенных для РО СУЗ (КР – компенсатор реактивности, АЗ – аварийная защита, АР – автоматический регулятор), размещалась в той или иной степени погружения конструкция на основе поглощающих пэлов.

В расчётной модели пэл задавался путём гомогенного заполнения пространства внутри оболочки карбидом бора В₄С с плотностью 1,8 г/см³. Для РО КР и АЗ применён бор, обогащение которого изотопом ¹⁰В составляет 80 %. Для РО АР использован природный бор.

В результате проведённых исследований и выполнения оптимизации основных характеристик сформирована компоновка активной зоны, содержащая 144 топливные сборки, 8 ячеек с РО СУЗ, 3 ячейки с экспериментальными каналами, 17 ячеек с материаловедческими сборками. Петлевой канал с натриевым теплоносителем располо-

жен в центре, петлевые каналы со свинцовым и газовым теплоносителями – в боковом экране.

На периферии бокового экрана размещено внутриреакторное хранилище из 48 ячеек. Количество ячеек во внутриреакторном хранилище определяется удвоенным числом выгружаемых при перегрузке топливных сборок.

Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл для сформированной компоновки в свежей ТВС, установленной в начале кампании в первый ряд вокруг центрального петлевого канала, оказалась равной 463 Вт/см. Более высокая тепловая нагрузка на твэл оказывается недопустимой по теплофизическим соображениям (в соответствии с заданным ограничением на температуру оболочки твэла). Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне достигается в конце цикла равновесной кампании в ТВС первого ряда вокруг центрального петлевого канала и составляет $4,6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

В среднем по топливным сборкам первого ряда максимальная плотность потока нейтронов составляет $4,43 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Максимальная плотность потока нейтронов в центральном петлевом канале оказывается около $4,2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, в петлевом канале со свинцовой средой – около $1,7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, в петлевом канале с газовой средой – около $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Длительность периода между перегрузками составляет 108 сут, она ограничена эффективностью органов СУЗ в их имеющейся конструкции.

Из перечисленного видно, что максимальная плотность потока нейтронов как в активной зоне, так и в местах расположения экспериментальных устройств, заведомо не достигает уровня $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, прописанного в техническом задании на РУ. Достижение этого уровня для активной зоны на базе твэла диаметром 6,9 мм оказывается невозможным при имеющихся ограничениях и требованиях к активной зоне. Тем не менее конструкция реактора на базе твэла диаметром 6,9 мм обладает рядом достоинств, обзор которых будет дан ниже.

3. Активная зона на базе твэла диаметром 6,0 мм

Аналогичные расчёты выполнены для твэла диаметром 6,0 мм и толщиной оболочки 0,3 мм с конструкцией, аналогичной конструкции твэла диаметром 6,9 мм. Данный типоразмер твэла применяется на реакторе БОР-60.

ТВС МБИР на базе твэла диаметром 6,0 мм представляет собой неразборную конструкцию, состоящую из пучка 91 стержневых твэлов, расположенных по треугольной решётке с шагом 7,1 мм, чехла ТВС шестигранного сечения с наружным размером “под ключ” 72 мм, опорной решётки, головки, переходника и хвостовика.

В результате проведённой оптимизации скомпонована активная зона из 97 ТВС, 8 ячеек с РО, 3-х ячеек с экспериментальными каналами, 14 ячеек с материаловедческими сборками. Петлевой канал с натриевым теплоносителем расположен в центре, петлевые каналы со свинцовым и газовым теплоносителями – в боковом экране. На периферии бокового экрана размещено внутриреакторное хранилище из 36 ячеек.

Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл для такой компоновки в свежей ТВС, установленной в начале кампании в первый ряд вокруг центрального петлевого канала, оказалась равной 468 Вт/см. Более высокая линейная тепловая нагрузка на твэл оказывается недопустимой по теплофизическим соображениям. Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне достигается в конце цикла равновесной кампании в ТВС первого ряда вокруг центрального петлевого канала и составляет $5,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. В среднем по топливным сборкам первого ряда максимальная плотность потока нейтронов составляет $5,28 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Максимальная плотность потока нейтронов в центральном канале оказывается около $5,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Максимальная плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцовой средой составляет чуть менее $1,6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, в петлевом канале с газовой средой – около $1,16 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Длительность периода между перегрузками составляет 92 сут. Увеличение длительности между перегрузками невозможно в связи с недостаточной эффективностью РО СУЗ в рамках имеющейся на настоящий момент их конструкции.

Таким образом, требования технического задания на РУ в части ограничения максимальной линейной тепловой нагрузки на твэл и в части значений плотности потока нейтронов в экспериментальных устройствах активной зоны в основном оказываются удовлетворёнными. Плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцом может быть увеличена при условии введения петлевого канала, хотя бы частично, в периферийную часть компоновки активной зоны, т.е. обеспечения соседства петлевого канала с большим числом ТВС.

4. Сравнение компоновок и нейтронно-физических характеристик активной зоны на базе твэлов Ø 6,0 и Ø 6,9 мм

С нейтронно-физической точки зрения вариант твэла 6,0 мм более предпочтителен, поскольку позволяет достичь в центральном петлевом канале более высокой плотности потока нейтронов, равной $5 \cdot 10^{15}$ см⁻²с⁻¹, что является одним из основных требований технического задания. С другой стороны, для компоновки активной зоны на базе твэла 6,0 мм имеет место проблема размещения достаточного числа экспериментальных устройств внутри активной зоны ввиду большей её компактности по сравнению с активной зоной на базе твэла 6,9 мм.

В частности, количество материаловедческих сборок в компоновке на базе твэла 6,0 мм ограничено 14, а возможно и меньшим значением. В это же время для компоновки на базе твэла 6,9 мм рассмотренное в настоящей работе количество материаловедческих сборок, равное 17, отнюдь не является пределом. Кроме того, имеется значительная разница и в качестве расположения сборок: тогда как половина материаловедческих сборок в случае компоновки на базе твэла 6,0 мм находится на

периферии активной зоны и граничит с боковым экраном, все материаловедческие сборки в случае компоновки на базе твэла 6,9 мм полностью окружены ТВС.

Результатом является тот факт, что средние по всем материаловедческим сборкам плотности потока нейтронов в активной зоне на базе твэлов 6,9 и 6,0 мм практически совпадают, несмотря на упомянутое значительное различие в максимальных плотностях потока нейтронов. Также более высокая степень свободы в формировании компоновки на базе твэла 6,9 мм позволяет разместить боковые петлевые каналы так, что плотность потока нейтронов в них оказывается выше, чем в соответствующих устройствах компоновки на базе твэла 6,0 мм.

Таким образом, компоновка на базе твэла диаметром 6,0 мм позволяет достичь повышенных (на 20 % по сравнению с аналогичными значениями для компоновки на базе твэла 6,9 мм) значений плотности потока нейтронов в центральном петлевом канале, одном из экспериментальных каналов и четырёх материаловедческих сборках. В остальных экспериментальных устройствах плотность потока нейтронов оказывается близка к аналогичным значениям для компоновки на базе твэла 6,9 мм, характеризующейся более выровненными характеристиками по величине плотности потока нейтронов.

Выбор в пользу той или иной компоновки следует делать с учётом тех экспериментальных программ, которые планируются к реализации в рамках эксплуатации РУ МБИР.

Заключение

Проведён комплекс нейтронно-физических исследований, посвящённых определению основных параметров и характеристик активной зоны реактора МБИР на базе твэлов диаметром 6,0 и 6,9 мм.

В результате проведённых исследований сформированы компоновки активной зоны для вариантов твэлов диаметром 6,0 и 6,9 мм в соответствии с основными требованиями технического задания. Приорите-

жен в центре, петлевые каналы со свинцовым и газовым теплоносителями — в боковом экране.

На периферии бокового экрана размещено внутриреакторное хранилище из 48 ячеек. Количество ячеек во внутриреакторном хранилище определяется удвоенным числом выгружаемых при перегрузке топливных сборок.

Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл для сформированной компоновки в свежей ТВС, установленной в начале кампании в первый ряд вокруг центрального петлевого канала, оказалась равной 463 Вт/см. Более высокая тепловая нагрузка на твэл оказывается недопустимой по теплофизическим соображениям (в соответствии с заданным ограничением на температуру оболочки твэла). Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне достигается в конце цикла равновесной кампании в ТВС первого ряда вокруг центрального петлевого канала и составляет $4,6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

В среднем по топливным сборкам первого ряда максимальная плотность потока нейтронов составляет $4,43 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Максимальная плотность потока нейтронов в центральном петлевом канале оказывается около $4,2 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, в петлевом канале со свинцовой средой — около $1,7 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, в петлевом канале с газовой средой — около $1,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Длительность периода между перегрузками составляет 108 сут, она ограничена эффективностью органов СУЗ в их имеющейся конструкции.

Из перечисленного видно, что максимальная плотность потока нейтронов как в активной зоне, так и в местах расположения экспериментальных устройств, заведомо не достигает уровня $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, прописанного в техническом задании на РУ. Достижение этого уровня для активной зоны на базе твэла диаметром 6,9 мм оказывается невозможным при имеющихся ограничениях и требованиях к активной зоне. Тем не менее конструкция реактора на базе твэла диаметром 6,9 мм обладает рядом достоинств, обзор которых будет дан ниже.

3. Активная зона на базе твэла диаметром 6,0 мм

Аналогичные расчёты выполнены для твэла диаметром 6,0 мм и толщиной оболочки 0,3 мм с конструкцией, аналогичной конструкции твэла диаметром 6,9 мм. Данный типоразмер твэла применяется на реакторе БОР-60.

ТВС МБИР на базе твэла диаметром 6,0 мм представляет собой неразборную конструкцию, состоящую из пучка 91 стержневых твэлов, расположенных по треугольной решётке с шагом 7,1 мм, чехла ТВС шестигранного сечения с наружным размером "под ключ" 72 мм, опорной решётки, головки, переходника и хвостовика.

В результате проведённой оптимизации компоновки активная зона из 97 ТВС, 8 ячеек с РО, 3-х ячеек с экспериментальными каналами, 14 ячеек с материаловедческими сборками. Петлевой канал с натриевым теплоносителем расположен в центре, петлевые каналы со свинцовым и газовым теплоносителями — в боковом экране. На периферии бокового экрана размещено внутриреакторное хранилище из 36 ячеек.

Максимальная линейная тепловая нагрузка на твэл для такой компоновки в свежей ТВС, установленной в начале кампании в первый ряд вокруг центрального петлевого канала, оказалась равной 468 Вт/см. Более высокая линейная тепловая нагрузка на твэл оказывается недопустимой по теплофизическим соображениям. Максимальная плотность потока нейтронов в активной зоне достигается в конце цикла равновесной кампании в ТВС первого ряда вокруг центрального петлевого канала и составляет $5,5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. В среднем по топливным сборкам первого ряда максимальная плотность потока нейтронов составляет $5,28 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Максимальная плотность потока нейтронов в центральном канале оказывается около $5,0 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$. Максимальная плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцовой средой составляет чуть менее $1,6 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, в петлевом канале с газовой средой — около $1,16 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$.

Длительность периода между перегрузками составляет 92 сут. Увеличение длительности между перегрузками невозможно в связи с недостаточной эффективностью РО СУЗ в рамках имеющейся на настоящий момент их конструкции.

Таким образом, требования технического задания на РУ в части ограничения максимальной линейной тепловой нагрузки на твэл и в части значений плотности потока нейтронов в экспериментальных устройствах активной зоны в основном оказываются удовлетворёнными. Плотность потока нейтронов в петлевом канале со свинцом может быть увеличена при условии введения петлевого канала, хотя бы частично, в периферийную часть компоновки активной зоны, т.е. обеспечения соседства петлевого канала с большим числом ТВС.

4. Сравнение компоновок и нейтронно-физических характеристик активной зоны на базе твэлов Ø 6,0 и Ø 6,9 мм

С нейтронно-физической точки зрения вариант твэла 6,0 мм более предпочтителен, поскольку позволяет достичь в центральном петлевом канале более высокой плотности потока нейтронов, равной $5 \cdot 10^{15} \text{ см}^{-2} \text{ с}^{-1}$, что является одним из основных требований технического задания. С другой стороны, для компоновки активной зоны на базе твэла 6,0 мм имеет место проблема размещения достаточного числа экспериментальных устройств внутри активной зоны ввиду большей её компактности по сравнению с активной зоной на базе твэла 6,9 мм.

В частности, количество материаловедческих сборок в компоновке на базе твэла 6,0 мм ограничено 14, а возможно и меньшим значением. В это же время для компоновки на базе твэла 6,9 мм рассмотренное в настоящей работе количество материаловедческих сборок, равное 17, отнюдь не является пределом. Кроме того, имеется значительная разница и в качестве расположения сборок: тогда как половина материаловедческих сборок в случае компоновки на базе твэла 6,0 мм находится на

периферии активной зоны и граничит с боковым экраном, все материаловедческие сборки в случае компоновки на базе твэла 6,9 мм полностью окружены ТВС.

Результатом является тот факт, что средние по всем материаловедческим сборкам плотности потока нейтронов в активной зоне на базе твэлов 6,9 и 6,0 мм практически совпадают, несмотря на упомянутое значительное различие в максимальных плотностях потока нейтронов. Также более высокая степень свободы в формировании компоновки на базе твэла 6,9 мм позволяет разместить боковые петлевые каналы так, что плотность потока нейтронов в них оказывается выше, чем в соответствующих устройствах компоновки на базе твэла 6,0 мм.

Таким образом, компоновка на базе твэла диаметром 6,0 мм позволяет достичь повышенных (на 20 % по сравнению с аналогичными значениями для компоновки на базе твэла 6,9 мм) значений плотности потока нейтронов в центральном петлевом канале, одним из экспериментальных каналов и четырёх материаловедческих сборках. В остальных экспериментальных устройствах плотность потока нейтронов оказывается близка к аналогичным значениям для компоновки на базе твэла 6,9 мм, характеризующейся более выровненными характеристиками по величине плотности потока нейтронов.

Выбор в пользу той или иной компоновки следует делать с учётом тех экспериментальных программ, которые планируются к реализации в рамках эксплуатации РУ МБИР.

Заключение

Проведён комплекс нейтронно-физических исследований, посвящённых определению основных параметров и характеристик активной зоны реактора МБИР на базе твэлов диаметром 6,0 и 6,9 мм.

В результате проведённых исследований сформированы компоновки активной зоны для вариантов твэлов диаметром 6,0 и 6,9 мм в соответствии с основными требованиями технического задания. Приорите-

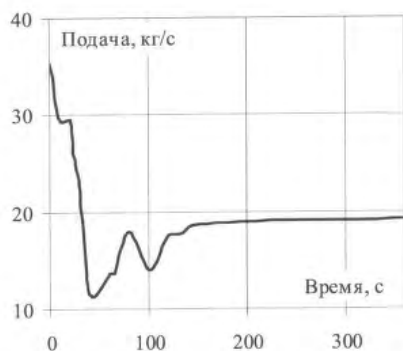


Рис. 1. Зависимость от времени подачи питательной воды в корпус реактора в экспериментальном режиме с уменьшением подачи на 70 %

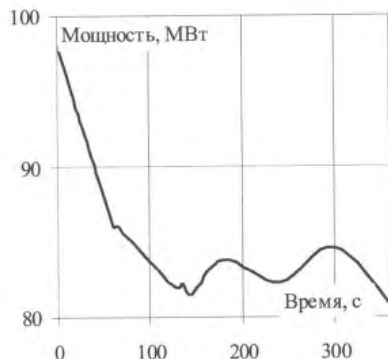


Рис. 3. Зависимость от времени мощности реактора в экспериментальном режиме с уменьшением подачи на 70 %

подачи питательной воды, зарегистрированное на первой минуте процесса (рис. 1).

В эксперименте зафиксировано (по показаниям ионизационных камер) снижение мощности реактора на ~ 15 % (рис. 3).

В первом приближении уменьшение тепловой мощности реактора должно привести к пропорциональному (т.е. на 15 %) снижению генерации пара в активной зоне. Одновременно примерно на такую же величину (в абсолютном выражении) уменьшилась конденсация пара питательной водой. В результате баланс между генерацией

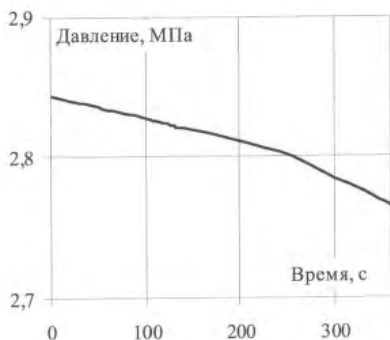


Рис. 2. Зависимость от времени давления пара в корпусе реактора в экспериментальном режиме с уменьшением подачи на 70 %

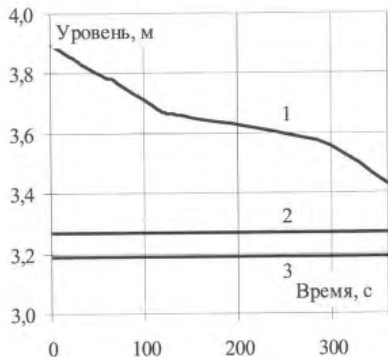


Рис. 4. Зависимость от времени уровня теплоносителя в корпусе реактора (1) в экспериментальном режиме с уменьшением подачи на 70 %. Отсчёт уровня проводится от верха топливной части ТВС: 2 – уровень, соответствующий уставке аварийной защиты по этому параметру; 3 – уровень, при достижении которого происходит разрыв контура естественной циркуляции теплоносителя

пара и его отбором изменился незначительно, вследствие чего давление в корпусе реактора за 6 минут уменьшилось всего на 4 % (рис. 2).

Нарушение материального баланса между отбором пара из корпуса и подпиткой реактора питательной водой привело к уменьшению количества воды в системе и снижению уровня теплоносителя в корпусе на 0,4 м. При этом разрыва контура естест-

венной циркуляции не произошло, уровень остался выше нижней кромки переливных окон тягового участка (рис. 4).

В целом наблюдавшаяся в эксперименте картина изменения во времени основных параметров установки выглядела взаимно согласованной и непротиворечивой:

- уменьшение подачи питательной воды приводит к уменьшению недогрева теплоносителя на входе активной зоны до состояния насыщения;
- с уменьшением недогрева теплоносителя генерация пара и объёмная доля пара в активной зоне увеличиваются, а мощность реактора снижается;
- вследствие нарушения материального баланса между отбором пара и подпиткой реактора водой новое стационарное состояние не возникает, однако в целом процесс протекает квазистационарно с постепенным уменьшением массы и уровня воды в корпусе реактора;
- установка аварийной защиты по минимально допустимому значению уровня теплоносителя в корпусе (3,27 м) достигается через несколько минут после значительного (~ 50 %) уменьшения подачи питательной воды; это время, которым располагает персонал для восстановления подпитки и предотвращения срабатывания аварийной защиты.

Результаты расчётного анализа по коду RELAP5/MOD3.3 режима с мгновенным уменьшением на 90 % подачи питательной воды в рабочем режиме реактора представлены на рис. 5, 6. Применяется стандартная модель обратных связей, в которой паровой эффект реактивности определяется путём взвешивания локальной составляющей с “весом” по квадрату энерговыделения по всему объёму активной зоны.

Отметим существенное отличие расчётных и приведенных выше опытных данных, которые не могут быть объяснены только из соображений различия по степени консерватизма и начальным условиям соответствующих сценариев. Это быстрое (в течение 90 с) снижение в расчёте мощности реактора до уровня остаточного энерговыделения и давления на 1,4 МПа, в то время как в эксперименте изменения указанных параметров значительно меньше.

В целом верификация моделей РУ ВК-50 на основе различных версий кода RELAP5/MOD3 с точечной моделью кинетики нейтронов выявила заметное количественное и качественное расхождение расчёта и эксперимента [5]. Это расхождение можно нивелировать только путём значительного (до нескольких раз) уменьшения в расчёте величины парового эффекта реактивности. Но это вносит неустрашимое противоречие

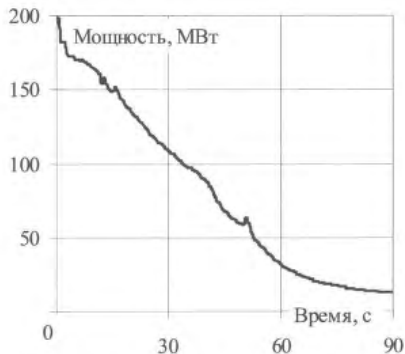


Рис. 5. Результаты расчёта по точечной модели кинетики нейтронов зависимости от времени мощности реактора при мгновенном уменьшении на 90 % подпитки реактора в рабочем режиме

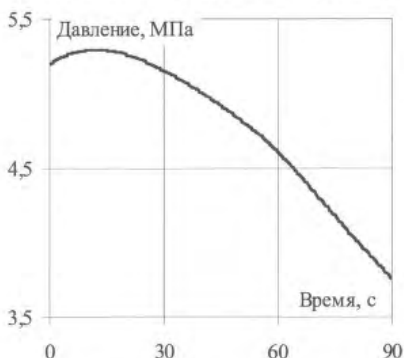


Рис. 6. Результаты расчёта по точечной модели кинетики нейтронов зависимости от времени давления в корпусе при мгновенном уменьшении на 90 % подпитки реактора в рабочем режиме

при анализе всей совокупности опытных данных по теплогидравлическим и нейтронно-физическим характеристикам установки ВК-50.

Таким образом, в рамках имевшегося до 2009 г. набора расчётных моделей и опытных данных установка ВК-50 представляла систему с высоким уровнем саморегулирования и самозащищённости в динамических режимах, однако глубина отрицательной обратной связи по паровому эффекту реактивности в расчётах казалась явно завышенной.

2. Описание режима с прекращением подачи питательной воды на рабочем уровне мощности и давления и результаты его расчётного моделирования

09.07.2009 г. ВК-50 находился на близком к номинальному значению уровне мощности 157 МВт. Значения контролируемых параметров не выходили за эксплуата-

ционные пределы. Последовательность событий 09.07.2009 представлена в таблице.

Принципиальное отличие системы контроля параметров установки в этом режиме от условий ранее проведенных на ВК-50 и описанных в данной работе экспериментов заключалось в размещении датчиков контроля мощности реактора. Все три датчика располагались на разных высотных отметках. Один датчик (КНК-II) помещался в нижней половине активной зоны, два датчика (КНК-I, КНК-III) – в верхней.

На рис. 7, 8 приведены экспериментальные данные для давления пара и уровня теплоносителя в корпусе реактора.

В течение 84 с давление пара (рис. 7) в корпусе реактора уменьшилось на 0,3 МПа, что составляет 6 % от соответствующего исходного значения. Это означает, что отбор пара из корпуса и его генерация в корпусе при уменьшении подачи питательной воды на 90 % существенно не изменились. С учётом вторичных эффектов (например,

Т а б л и ц а. Описание режима с потерей питательной воды на установке ВК-50

Время, с	Описание события
0	В работе питательный насос ПЭН-1. Насос ПЭН-3 – в состоянии готовности в системе резерва.
0+	Автоматический останов работающего насоса ПЭН-1 из-за неисправности насоса маслосистемы.
1...2	Автоматическое включение резервного питательного насоса ПЭН-3 и насосов Т-10/140 №№ 1...3, предназначенных для подачи воды на охлаждение механизмов СУЗ в аварийных и пускоостановочных режимах. Необнаруженный персоналом отказ ПЭН-3. Ограничение подпитки реактора только насосами Т-10/140 через приводы СУЗ с суммарной подачей на уровне ~ 7 % от исходного.
17...20	Возмущение теплового фронта достигает входа активной зоны. Начинается синхронное уменьшение показаний всех трёх датчиков контроля мощности реактора. Уменьшение мощности приводит к снижению генерации пара, и поток пара из нижней половины активной зоны в верхнюю половину сокращается. Темп снижения мощности в верхней половине зоны замедляется.
40	Процесс изменения мощности в верхней половине активной зоны меняет знак, ток камер КНК-I, КНК-III начинает расти. Сигнал от КНК-II продолжает снижаться.
69	Сигнал КНК-I достигает уставки аварийной защиты.
84	Сигнал КНК-III достигает уставки аварийной защиты. Формируется сигнал аварийной защиты по принципу “2 из 3”.
104	Реактор переведен в подкритическое состояние. Снижение и стабилизация физического уровня теплоносителя в процессе разделения жидкой и паровой фаз. Начало процесса планового расхолаживания.
116...257	Рост физического уровня с заполнением водой всей контролируемой уровнемером области. Вода поступает из системы охлаждения механизмов СУЗ, сепараторов высокого давления и системы ввода борного раствора из монжюса выпрыска бора.

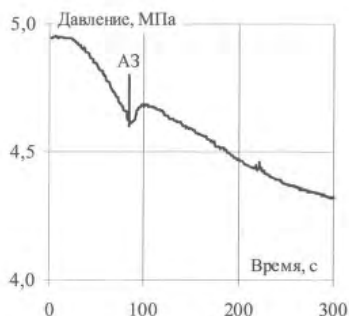


Рис. 7. Изменение давления в корпусе реактора в режиме с отключением ПЭН 09.07.2009 г. – опытные данные; АЗ – момент срабатывания аварийной защиты

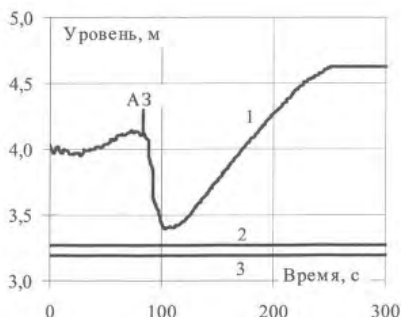


Рис. 8. Изменение уровня теплоносителя в корпусе реактора в режиме с отключением ПЭН 09.07.2009 г.: 1 – опытные данные; 2 – уровень, соответствующий уставке АЗ по этому параметру; 3 – уровень, при достижении которого происходит разрыв контура естественной циркуляции теплоносителя

прекращения конденсации пара питательной водой) снижение полной мощности реактора оценивается по материальному балансу в $\sim 30\%$.

Поскольку в рамках стандартной модели точечной кинетики, охватывающей всю активную зону, воспроизвести эффект формоизменения поля энерговыделения не представляется возможным, для расчётного анализа режимов с прекращением подачи питательной воды по кодам с точечной моделью кинетики нейтронов разработана следующая полуэмпирическая модель обратной связи по паровому эффекту реактивности.

Активную зону при формировании модели расчёта энерговыделения разделили на две половины – нижнюю и верхнюю. В нижней части зоны энерговыделение определялось таблично заданной в соответствии с характером опытных данных функцией времени. Энерговыделение верхней половины активной зоны рассчитывалось по модели точечной кинетики, в которой вклад в реактивность определялся изменением паросодержания только в этой области. Расчёт продолжался до момента формирования на 50-й с процесса сигнала аварийной защиты по росту уровня мощности в верхней половине активной зоны.

Результаты расчёта по этой полуэмпирической двухточечной модели изменения энерговыделения представлены на рис. 9. Видно, что в расчёте отражается основная качественная особенность наблюдавшегося реального процесса – изменение в противофазе энерговыделения в нижней и верхней частях активной зоны.

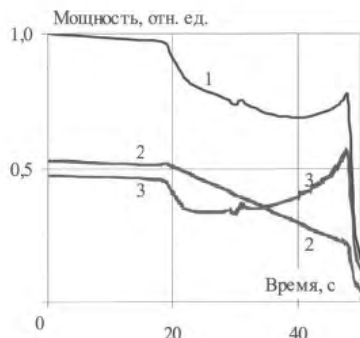


Рис. 9. Результаты расчёта по двухточечной модели кинетики нейтронов изменения мощности реактора при мгновенном уменьшении на 90 % подпитки реактора в рабочем режиме: 1 – полная мощность реактора; 2, 3 – энерговыделение в нижней и верхней половинах активной зоны, соответственно

На момент формирования сигнала аварийной защиты полная мощность реактора оценена в 78 % от начального значения. Напомним, что в расчёте по стандартной точечной модели обратных связей на этот момент времени мощность реактора оценивается в 30 % (рис. 5), т.е. имеется существенная недооценка этого важного для безопасности параметра.

Таким образом, опытные данные и результаты расчётного анализа качества процесса показывают, что в режимах со значительным уменьшением подпитки реактора ВК-50 распределение энерговыделения по высоте активной зоны претерпевает заметные изменения.

3. Механизм изменения формы поля энерговыделения

При уменьшении подачи питательной воды снижается недогрев воды на входе активной зоны, растёт генерация пара на экономайзерном участке. В результате паросодержание в нижней части активной зоны увеличивается и, соответственно, уменьшается энерговыделение.

Снижение генерации пара в нижней части активной зоны приводит к сокращению притока пара в верхнюю её часть и паросодержание там уменьшается, а мощность растёт.

Так возникает дополнительный механизм формирования обратной связи, выступающий как фактор, стабилизирующий передаточные функции от основных параметров к полной мощности реактора. Он уменьшает амплитуды передаточных функций от расхода и недогрева теплоносителя на входе активной зоны к мощности реактора и тем самым нивелирует интегральные эффекты, связанные с большой величиной парового эффекта реактивности.

Представленные опытные и расчётные данные показывают, что механизм формирования поля энерговыделения по высоте активной зоны является значимым фактором формирования свойств внутренней самозащищённости кипящих реакторов ма-

лой мощности с естественной циркуляцией теплоносителя.

Заключение

Необходимость учёта влияния пространственной кинетики нейтронов на развитие нестационарных процессов в активной зоне признана для всех типов водоохлаждаемых реакторов большой мощности – ВВЭР [7], РБМК [8], PWR, BWR [9].

Представленные опытные данные показывают, что эффекты пространственной кинетики нейтронов важны и при оценке динамических характеристик реакторов малой мощности с кипением теплоносителя в активной зоне, т.е. работают в широком диапазоне изменения масштабного фактора. Исходя из этого соображения, представляется целесообразным использовать полученные 09.07.2009 г. на установке ВК-50 опытные данные для верификации кодов, предназначенных для обоснования безопасности водоохлаждаемых реакторов.

Список литературы

1. *Ещеркин В.М., Туртаев Н.П., Шмелёв В.Е., Летницкий Ю.А., Антонов С.Н.* Некоторые итоги эксплуатации реакторной установки ВК-50. Димитровград: Сб. тр. ГНЦ РФ НИИАР, 1996, вып. 3, с. 3–12.
2. *Антонов С.Н., Махин В.М., Семидоцкий И.И., Шмелёв В.Е.* Разработка базы данных экспериментальных режимов исследовательского реактора ВК-50 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 63–68.
3. *Лепник П.А., Павлов С.П., Плутинский В.И.* К вопросу о механизме ВЧ-резонансной неустойчивости реактора ВК-50 // Атомная энергия, 1982, т. 52, вып. 6, с. 379–382.
4. *Лепник П.А.* Экспериментальное исследование взаимодействия пульсаций нейтронного потока и расхода теплоносителя в корпусном кипящем реакторе // Там же, 1984, т. 57, вып. 6, с. 420–422.
5. *Семидоцкий И.И.* Опыт применения теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.2 для моделирования статических и динамических режимов корпусного кипящего реактора ВК-50 // ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2005, вып. 1, с. 28–38.

6. Семидоцкий И.И., Махин В.М. Влияние пространственной гидродинамики и стохастических эффектов на устойчивость расчётной модели корпусного кипящего реактора ВК-50 на основе теплогидравлического кода RELAP5/MOD3.3 // Там же. Сер. Обеспечение безопасности АЭС, 2007, вып. 19, с. 111–122.

7. Алёхин Г.В., Беляев Ю.В., Быков М.А., Зайцев С.И., Кинаш П.М., Надинский Ю.Н. Модернизация программного комплекса ТРАП-97 для расчёта пространственного распределения параметров в реакторе и активной зоне // Там же, 2002, вып. 1, с. 71–86.

8. Абазян А.А., Аришавский И.М., Дмитриев В.М., Крошилин А.Е., Крошилин В.Е., Халимончук В.А. Расчётный анализ начальной ста-

дии аварии на Чернобыльской АЭС // Атомная энергия, 1991, т. 71, вып. 4, с. 275–412.

9. Aoki S., Suemura T., Ogawa J. The verification of 3 dimensional nodal kinetics code ANCK using transient benchmark problems // Nucl. Sci. Technol., 2007, v. 44, № 5, p. 862–868.

Контактная информация –

Семидоцкий Иван Иванович, нач. лаб., тел.: 8(84235)6-56-40, e-mail: sii@niiar.ru

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, с. 85–91.

СОДЕРЖАНИЕ

<i>Сидоренко В.А.</i> Безопасность использования атомной (ядерной) энергии (ядерная безопасность).....	3
<i>Андросенко П.А., Белоусов В.И., Могулян В.Г.</i> Модификация метода индивидуальных соударений для моделирования переноса электронов методом Монте-Карло	18
<i>Моряков А.В.</i> Алгоритм пространственно-энергетического распараллеливания при решении критической задачи, реализованный в многопроцессорной программе LUCKY_C.....	24
<i>Иоаннисуан М.В.</i> Расчёт коэффициентов связи для уравнений многоточечной кинетики	27
<i>Курченков А.Ю., Кулаков А.С., Алексеев Н.И., Калинушкин А.Е.</i> Влияние доли реакторного гамма-излучения на полный сигнал датчика прямого заряда	34
<i>Курченков А.Ю., Ковель А.И., Хватов В.А., Чапаев В.М.</i> Учёт выгорания родиевого ДПЗ в ВВЭР-1000.....	43
<i>Марин С.В., Просёлков В.Н., Юдкевич М.С.</i> Полномасштабное моделирование и расчёт активации конструкционных материалов топливных сборок ВВЭР-440.....	54
<i>Кашаева Е.А., Малышкин Г.Н.</i> Расчётные исследования методом Монте-Карло по программе ПРИЗМА асимметрии энерговыделения при малых смещениях активной зоны ВВЭР-1000	66
<i>Краюшкин А.В., Модин А.А.</i> Полномасштабная математическая модель для описания температурного режима РБМК в аварии с полным обесточиванием	72
<i>Родина Е.А., Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б., Романова Н.В.</i> Выбор компоновки активной зоны реактора МБИР	79
<i>Семидоцкий И.И., Курский А.С.</i> Динамические характеристики реактора ВК-50 в режимах с уменьшением подачи питательной воды	84

CONTENTS

<i>Sidorenko V.A.</i> Safety of Atomic (Nuclear) Power Use (Nuclear Safety).....	3
<i>Androsenko P.A., Belousov V.I., Mogulyan V.G.</i> Modification of the Individual Collision Technique to Simulate Electron Transport by Monte Carlo Method.....	18
<i>Moryakov A.V.</i> LUCKY_C Program Space-Energy Parallel Algorithm to Get the Solution of Boltzmann Transport Equation for Critical Task Using of Multiprocessor Computer.....	24
<i>Ioannisian M.V.</i> Calculation of Coupling Coefficients for Multi-Point Kinetics Equations.....	27
<i>Kurchenkov A.Yu., Kulakov A.S., Alekseev N.I., Kalinushkin A.E.</i> Influence of Gamma-Radiation on Self-Powered Neutron Detector (SPND) Full Signal.....	34
<i>Kurchenkov A.Yu., Kovel' A.I., Khvatov V.A., Chapaev V.M.</i> Taking into Consideration of a Rhodium Self-Powered Neutron Detector (SPND) Burning up in VVER-1000.....	43
<i>Marin S.V., Prosyolkov V.N., Yudkevich M.S.</i> A Fullscale Mathematical Modeling and a Radiation Characteristics of the Constructional Materials for the VVER-440 Fuel Assemblies.....	54
<i>Kashaeva E.A., Malyshkin G.N.</i> Study of Power Distribution Asymmetry at Small Displacements of the VVER-1000 Core Using Monte Carlo Calculations by the PRIZMA Code....	66
<i>Krayushkin A.V., Modin A.A.</i> Full-Scale Mathematical Model to Describe the Temperature Regime in RBMK Accident with Full Black-out.....	72
<i>Rodina E.A., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B., Romanova N.V.</i> Configuration Choice for the MBIR Reactor Core.....	79
<i>Semidotskiy I.I., Kurskiy A.S.</i> Reactor VK-50 Dynamics Characteristics under the Feeding Water Flow Loss.....	84

Правила оформления статей

При подготовке статьи в сборник автор должен руководствоваться стандартом "Оригиналы авторские и текстовые издательские" (ОСТ 29.115 – 88). К авторским оригиналам, передаваемым для издания, предъявляются следующие требования:

1. Экземпляр статьи должен быть первым, отпечатан на одной стороне листа формата А4 **шрифтом № 12 через 2 интервала**. Статья должна быть составлена в следующем порядке: индекс УДК; заглавие; инициалы и фамилии авторов; место работы каждого автора с почтовым адресом; аннотация (не более 10 строк); ключевые слова – всё вышеперечисленное **на русском и английском языках**; текст; список литературы; таблицы; рисунки; подрисуночные подписи (на отдельном листе).

2. Статья должна также предоставляться обязательно **в виде электронной версии обычным шрифтом № 12 Times New Roman, междустрочный интервал – одинарный**, в редакторе Word 97 или более поздних версий. Текст не форматируется, в качестве имени файла используется ФИО первого автора статьи. **Кавычки** в тексте ставятся **при английской раскладке клавиатуры ("...")**.

3. Содержание статьи должно быть кратким и четким. Исключаются общие рассуждения, известные положения. Не допускается дублирование материала в тексте, таблицах, подрисуночных надписях. Необходимо соблюдать единообразие в написании терминов, наименований физических величин и единиц измерения, условных обозначений, сокращений, символов. Наименования и обозначения единиц физических величин необходимо приводить в системе СИ.

Необходимо обращать внимание на **написание прописных и строчных букв: русские и греческие буквы (α, β, γ, φ и т.д.) набираются прямо, а латинские (x, y, z, w и т.д.) – курсивом**. Те же требования в обозначениях нужно соблюдать при написании индексов и степеней в формулах. **Обозначения матриц и векторов набираются полужирным шрифтом прямо**. Формулы, включённые в текст, следует набирать без увеличения интервала между строками, например b/d , $\exp(x/e)$.

4. Таблицы нумеруются, **каждая таблица должна иметь заголовок**. Сокращения в графах таблицы не допускаются. В тексте необходимы ссылки на все таблицы. **Каждая таблица печатается на отдельном листе, а в электронном виде представляется в отдельном файле**.

5. Формулы и буквенные обозначения величин должны быть размечены и сразу расшифрованы. Формулы нумеруются арабскими цифрами, номер ставится с правой стороны листа в круглых скобках. **Нумеровать следует только те формулы и уравнения, на которые есть ссылка в последующем изложении**. Формулы выполняются в редакторах Equation 3.0 или MathType при невозможности набора на клавиатуре (x^2 , y_m^n , $\sqrt{x}$, $\int_0^1 x$, $\frac{1}{y}$ и т.д.).

Подстрочные и надстрочные индексы вводятся с клавиатуры (x_3 , км^2 и т.д.), греческие буквы вставляются через Меню *Вставка* → *символ*.

6. В тексте статьи рисунок обязательно представляется на отдельном листе формата не более А4. На рисунках допускается минимальное число обозначений – краткие цифровые (по порядку номеров слева направо или по часовой стрелке) или буквенные обозначения. Все пояснения выносятся в подрисуночные подписи. На обороте каждого рисунка указываются фамилии авторов, название статьи, номер рисунка, обозначения верха и низа. **Внутренние надписи на рисунках набираются шрифтом № 11**. Внизу каждого рисунка должны быть

приведены его номер и **подрисуночная подпись шрифтом № 11**. При наличии нескольких различных графиков на одном рисунке каждый из них обозначается русскими буквами а), б), в) и т.д. и расшифровывается.

В компьютерном виде рисунки представляются в отдельных файлах, выполненные в графических редакторах *Paint*, *PhotoShop*, *CorelDraw* в черно-белом цвете (фотографии в растровом формате *tif*, *dpi-300*). Рисунки в Word не вставлять кроме случаев, когда рисунок изначально выполнен в Word.

7. Ссылки на литературу в тексте даются по порядку арабскими цифрами в квадратных скобках. **Список литературы составляется в той же последовательности, в которой приводятся ссылки на литературу.** Фамилии и инициалы авторов набираются полужирным курсивом.

8. Список литературы следует оформлять в соответствии с Государственным стандартом “Библиографическая ссылка” (ГОСТ Р 7.0.5–2008), в частности, необходимо указать :

а) для журнальных статей – фамилии и инициалы авторов, название статьи, название журнала (без кавычек), год, том, выпуск, номер, страницы;

б) для книг – фамилии и инициалы авторов, полное название книги, место издания, издательство (без кавычек), год издания;

в) для авторефератов диссертаций – фамилию и инициалы автора, название автореферата диссертации, на соискание какой учёной степени написана диссертация, место и год защиты;

г) для препринтов – фамилии и инициалы авторов, название препринта, наименование издающей организации, шифр и номер, место и год издания;

д) для патентов – фамилии и инициалы авторов, название патента, страну, номер и класс патента, дату и год заявления и опубликования патента;

е) для отчётов – фамилии и инициалы авторов, название отчёта, инвентарный №, наименование организации, год выпуска;

ж) для электронных источников – **полный электронный адрес (включая дату обращения к источнику)**, позволяющий обратиться к публикации.

9. В конце текста указывается контактная информация об авторах статьи: фамилия, имя и отчество (полностью), должность, телефон, e-mail и по желанию автора – домашний почтовый адрес.

Новая информация

для читателей научно-технического сборника

“Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика ядерных реакторов”!

Редколлегия сборника “ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов” информирует авторов и читателей, что начиная с 2011 г. в Сер. Физика ядерных реакторов издаются выпуски “Физика и методы расчёта ядерных реакторов” (3 выпуска в год) и “Импульсные реакторы и простые критические сборки” (1 выпуск в год). Подписка на “ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов” с 2012 г. будет осуществляться только по каталогу “Газеты. Журналы” ОАО Агентство “Роспечать” (подписной индекс 32067).

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 1

Ответственный за выпуск **С.М. Зарицкий**
(тел./факс: (499)196-71-98, e-mail: zaritsky@adis.vver.kiae.ru)

Редактор **В.В. Пчелин**
(тел./факс: (499)196-99-44, e-mail: pchelin@adis.vver.kiae.ru)

Подписано в печать 31.01.12. Формат 70×108/16
Печать цифровая. Усл. печ. л. 11,75. Уч.-изд. л. 14,0. Тираж 350. Индекс 3646. 11 статей. Заказ 8
Отпечатано в НИЦ “Курчатовский институт”
123182, Москва, пл. Академика Курчатова, 1

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2012, вып. 1, 1—94.