

А. Ю. Теларинский

ISSN 0205—4671

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
“КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

СЕРИЯ

Физика ядерных реакторов

ВЫПУСК

4

2002

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР “КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ”

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЙ СБОРНИК

СЕРИЯ

ФИЗИКА ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

ИЗДАЕТСЯ С 1989 г.

ВЫПУСК 4

**ФИЗИКА И МЕТОДЫ РАСЧЕТА
ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ**

МОСКВА — 2002

УДК 621.039.5

Выпуски «Физика и методы расчета ядерных реакторов» подготавливаются Российским научным центром «Курчатовский институт» и ранее выходили в составе серии «Физика и техника ядерных реакторов». Данный выпуск тридцать пятый.

Редакционная коллегия серии:

А.Ю. Гагаринский (главный редактор), С.М. Зарицкий (зам. главного редактора), В.Ф. Колесов, С.Д. Малкин, А.Е. Крошили, Е.А. Старостина (отв. секретарь).

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

- математические проблемы теории переноса и теории реакторов;
- теория и методы расчета ядерных реакторов, blankets термоядерных реакторов, радиационной защиты, переноса излучений;
- проблемы обеспечения расчетных и экспериментальных исследований программами для ЭВМ; описания и аннотации программ, комплексов и систем программ;
- расчетные исследования по физике ядерных реакторов, blankets 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 Российский научный центр «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.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПАРАЛЛЕЛЬНЫХ ТЕХНОЛОГИЙ ДЛЯ РЕШЕНИЯ МНОГОГРУППОВОГО УРАВНЕНИЯ ПЕРЕНОСА МЕТОДОМ ДИСКРЕТНЫХ ОРДИНАТ

Моряков А.В.

РНЦ "Курчатовский Институт"

Обсуждается опыт, накопленный при разработке программ LUCKY и LUCKY_C для многопроцессорного суперкомпьютера МВС-1000М. Даны основные положения методики распараллеливания процесса получения решения. Исследована зависимость эффективности параллельных вычислений от различных параметров расчетной модели.

APPLICATION OF PARALLEL TECHNOLOGIES TO SOLVE THE MULTIGROUP TRANSPORT EQUATION BY DISCRETE ORDINATES METHOD. A.V. MORIAKOV. The experience accumulated in development of LUCKY and LUCKY_C codes for multiprocessor supercomputer MBC-1000M is discussed. The main points of the parallel method are presented. The dependence of the parallel process efficiency on different parameters of the calculation model was investigated.

ВВЕДЕНИЕ

Появление мощных суперкомпьютеров, имеющих несколько сотен процессоров, работающих параллельно, стимулировало создание программ, позволяющих использовать весь огромный ресурс этих машин. Суперкомпьютер МВС-1000М [1], [2], [3] — одна из отечественных многопроцессорных систем, позволяющая работать в режиме удаленного доступа. Для решения больших по объемам задач расчета радиационной защиты и сложных по геометрической структуре размножающих систем (задачи на собственное значение) в многогрупповом приближении в XYZ прямоугольной геометрии были созданы программы LUCKY и LUCKY_C, ориентированные для работы на многопроцессорной вычислительной технике. Возможность использования очень мелкого шага пространственной сетки для конечно-разностной аппроксимации оператора уравнения переноса позволяет рассматривать прямоугольную XYZ геометрию как универсальную, в рамках которой, могут быть достаточно точно описаны сложные пространственные структуры. Используются многогрупповые библиотеки ядерных данных в P_m приближении в разложении угловой зависимости сечения рассеяния по полиномам Лежандра в формате GIT - ANISN [4]. Программы предназначены для работы на многопроцессорных компьютерах, поддерживающих интерфейс MPI для обмена между процессорами и имеющих транслятор с языка FORTRAN-90, и легко переносимы с машины на машину. Отметим, что наличие векторных процессоров на суперкомпьютерах позволило бы увеличить производительность программ в 20-30 раз, так как реализованные в программах алгоритмы ориентированы на использование именно таких процессоров. К сожалению, на суперкомпьютере МВС-1000М нет таких процессоров и нельзя использовать весь заложенный в программах потенциальный ресурс. Тем не менее,

предложенная методика параллельных вычислений, основанная на пространственном разбиении всей области расчета на отдельные пространственные объекты с последующим расчетом каждого объекта на отдельном процессоре, показывает хорошую эффективность на машинах с разделенной памятью. Наличие автоматического генератора сеток и средств визуализации через программу AUTOCAD [6] позволяет пользователю очень легко задавать и контролировать геометрию задачи. В программах реализована возможность расчета функционалов от полученного решения и вывод полученных результатов в виде, удобном для обработки программами, позволяющими представить результаты в графическом виде на персональном компьютере.

СУПЕРКОМПЬЮТЕР MBC-1000M И ЭФФЕКТИВНОСТЬ ПРОЦЕССА ПАРАЛЛЕЛЬНЫХ РАСЧЕТОВ

Суперкомпьютер MBC-1000M состоит из трех основных частей. Первая часть — файловый сервер, задача которого хранить информацию пользователя и обеспечивать пользователю доступ к этой информации. Вторая часть — сервер доступа, т.е. компьютер, обеспечивающий запуск задач на счет и контроль их прохождения. Третья часть — это непосредственно сам вычислитель, суперкомпьютер с разделенной памятью, состоящий из 768 компьютеров с процессором Alpha 667 МГц и 4 Гбайт оперативной памяти каждый, соединенных между собой супербыстрой коммуникационной сетью Muginet. Эти процессоры не имеют общей памяти. Упрощенная схема суперкомпьютера представлена на рисунке 1.

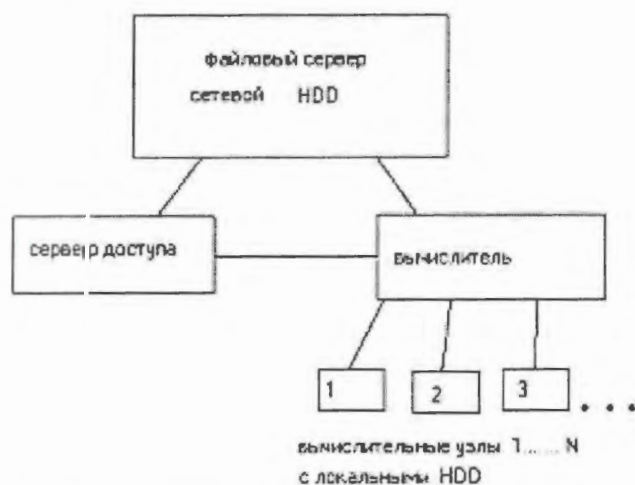


Рис. 1. Упрощенная схема суперкомпьютера MBC-1000M

язык программирования, опирающиеся на определенную аппаратную поддержку. Задача этих средств поддерживать обмен и синхронизацию информации между параллельными процессами. Основные команды — `MPI_SEND()`, `MPI_RECEIVE()`, `MPI_BCAST()`, `MPI_WAIT()`, `MPI_BARRIER()` используются для обмена и синхронизации параллельных процессов.

Программа пользователя стартует сразу на большом числе процессоров суперкомпьютера. Через средства MPI программа определяет свой номер процессора, определяет полное число процессоров, доступных ей в системе для связи, и в зави-

рощенная схема суперкомпьютера представлена на рисунке 1.

Ясно, что параллельные процессы, которые могут протекать на отдельных процессорах должны иметь связь между собой. Эта связь осуществляется через средства MPI (message passing interface), являющиеся международным стандартом для многопроцессорных систем. MPI — это специальные средства реализованные через

симости от того, какую задачу поставил пользователь каждому процессору, осуществляется параллельная работа процессоров по определенному пользователем сценарию. Пользователь должен обеспечить через средства MPI обмен информацией и ее синхронизацию между процессами, если это необходимо.

Понятно, что суперкомпьютер дает в руки пользователя огромные вычислительные ресурсы, например суммарная оперативная память составляет 3072 Гбайт плюс к этому пользователь имеет возможность параллельно вести вычисления. Главная задача пользователя - разбить задачу на параллельные процессы таким образом, чтобы максимально использовать доступные ему на данном суперкомпьютере ресурсы. Желательно забрать все, что есть. Тогда суперкомпьютер, имеющий N процессоров, позволит пользователю решить поставленную задачу, в пределе в N раз быстрее, чем на одном персональном компьютере. Таким образом, пользователь должен взять максимум ресурсов, что потенциально может дать максимальную выгоду, и использовать их как можно эффективней в параллельных процессах. Это и определит в конечном итоге эффективность параллельной программы.

Введем определение эффективности параллельного процесса. В основу понятия эффективности поставлен выигрыш времени в результате организации параллельного процесса на суперкомпьютере по сравнению с процессом, необходимым для получения того же результата на одном процессоре. Для проведения параллельных вычислений используются специально разработанные для этого алгоритмы. Эффективность определяется как величина $E = T_1 / (n * T_n)$, где T_1 — время расчета задачи на одном процессоре, T_n - время расчета задачи на n - процессорах. Таким образом, при эффективности E программа считает задачу на n - процессорах в $E * n$ раз быстрее, чем на одном процессоре. Следует отметить, что эффективность определяется как организацией параллельного процесса, так и характеристиками суперкомпьютера — потерями времени на обмены между процессами. Таким образом, может быть рассмотрена теоретическая эффективность — без учета потерь времени на обмены (для идеального суперкомпьютера, у которого нет потерь времени на обмены) — и практическая эффективность, привязанная к конкретному суперкомпьютеру — с учетом потерь времени на обмены. Ясно, что последняя величина всегда меньше.

ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ МЕТОДИКИ ПАРАЛЛЕЛЬНЫХ РАСЧЕТОВ

Существуют два очевидных способа распараллелить процесс получения решения. Первый способ основан на разбиении всей пространственной области расчета на отдельные подобласти-объекты. Если рассматривать задачу переноса излучения для каждого объекта как задачу с известными граничными условиями, то можно решать эту задачу на отдельном процессоре суперкомпьютера, организовав, таким образом, параллельные процессы для всех объектов. Обеспечив шивку решения посредством итерационного процесса по общим граничным поверхностям для всех объектов, можно получить искомое решение. Второй способ распараллелить процесс получения решения применим для задач на поиск собственного значения и основан на параллельном нахождении решения во всех энергетических группах. В рамках внешних итераций учитывается вклад отдельных групп в интеграл деления

и рассеяния и, таким образом, через итерационный процесс получается искомое решение.

В программе LUCKY реализован первый способ распараллеливания процесса получения решения, а в программе LUCKY_C совмещены сразу два способа, то есть, наряду с распараллеливанием получения решения по энергетическим группам, используется параллельный процесс получения решения по пространственным областям. Представим основные положения параллельной схемы, реализованной в программах LUCKY и LUCKY_C.

1. Вся область расчета (“базовое тело”) разбивается на отдельные независимые подобласти - объекты (сквозная сетка объектов). Число объектов может быть любым, но не больше числа процессоров на суперкомпьютере.

2. Каждый объект рассчитывается на отдельном процессоре суперкомпьютера.

3. Связь между объектами происходит через граничные потоки по общим граничным поверхностям с помощью средств MPI.

4. Для отдельной энергетической группы проводится итерационный процесс (после каждой итерации обмен граничными потоками между объектами) до получения решения с необходимой точностью в данной группе.

5. На каждом объекте существует своя локальная пространственная сетка для детального описания геометрии расчета и аппроксимации решения.

6. Геометрия задачи описывается как комбинация простых тел из библиотеки геометрического модуля, используя принцип вложения (каждое следующее тело вытесняет общую часть предыдущего тела). Создание локальной сетки на объектах по материальным зонам и пространственным интервалам осуществляется автоматически встроенным в программу параллельным генератором сеток, после работы которого генерируется файл lucky.lsp для программы AUTOCAD в целях контроля заданной геометрии расчета.

7. В программе LUCKY_C, реализовано как пространственное распараллеливание, так и распараллеливание по энергетическим группам. Каждый пространственный объект в своей энергетической группе рассчитывается на отдельном процессоре, с последующим обменом решениями, полученными во всех энергетических группах для данного пространственного объекта, с целью нахождения источника деления и рассеяния. Таким образом, полное число параллельно используемых процессоров для данной программы равно числу пространственных объектов, умноженному на число энергетических групп. В связи с этим, необходимое число процессоров для решения многогрупповой критической задачи будет больше, чем для решения той же по геометрии задачи на прохождение излучения.

8. Один процессор используется как контрольный для проверки сходимости решения и обработки результатов (расчета функционалов), следовательно, необходимое число процессоров равно числу объектов плюс один для программы LUCKY и числу энергетических групп, умноженных на число объектов, плюс один для программы LUCKY_C.

При использовании большого числа процессоров у пользователя появляется возможность задавать очень мелкую пространственную сетку для конечно-разностной аппроксимации оператора переноса и таким образом использовать прямоугольную XYZ геометрию как универсальную для описания тел любой формы

Перед пользователем стоит задача описать геометрию для расчета, нанести объективную сетку и локальную сетку на каждом объекте. Это очень сложная задача и она должна решаться компьютером. Кроме этого, пользователь должен иметь возможность контролировать процесс правильности задания исходных данных. Для решения этих задач создан геометрический модуль. Геометрический модуль работает параллельно на всех процессорах.

ГЕОМЕТРИЧЕСКИЙ МОДУЛЬ И СРЕДСТВА КОНТРОЛЯ ЗА РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛЬЮ

ОСНОВНЫЕ ПОНЯТИЯ.

Базовое тело — вся область расчета в виде прямоугольного параллелепипеда.

Объект — часть базового тела, полученная в результате разбиения базового тела на объекты после нанесения объектовой сетки.

Материал — физическая среда с уникальными ядерно-физическими свойствами. Ядерные константы материала обязательно присутствуют в библиотеке сечений.

Материальная зона — геометрическая область-зона, с присвоенным ей уникальным номером материала (для разных зон может быть задан один и тот же материал). В программах задаются число материальных зон и число материалов. По средством задания специального массива данных каждой зоне ставится в соответствие свой материал. Материальная зона - один из основных элементов для подготовки расчета. Она может содержать или не содержать источник частиц.

Базовая система координат — система координат с началом в точке (0.,0.,0.).

Тело-прототип — элементарный геометрический элемент, любой из библиотеки геометрических тел. Каждому телу-прототипу соответствует свой номер материальной зоны. При необходимости, пользователем может быть задана матрица, элементами которой будут тела-прототипы.

Основную нагрузку при подготовке исходных данных берет на себя параллельно работающий для каждого объекта геометрический модуль. Задачи геометрического модуля:

- нанести объективную пространственную сетку, разбить базовое тело на объекты,
- нанести локальную пространственную сетку по объектам,
- вписать в неё геометрические тела-прототипы, через которые формируется геометрия расчета,
- сформировать массивы материальных зон по пространственным интервалам и массивы источников по пространственным интервалам для каждого пространственного объекта,
- создать файл lucky.lsp для визуализации заданной геометрии с помощью программы AUTOCAD.

При задании геометрии задачи для большого числа процессоров пользователь вынужден задавать слишком много информации (разбивать базовое тело на объекты, определять локальную сетку на каждом объекте). Для упрощения задания ис-

ходных данных принята следующая общая для обеих программ модель, позволяющая минимизировать затраты на задание исходных данных:

- шаг объектовой сетки по каждой координатной оси может быть разным, но равномерным по каждой координате,
- локальная пространственная сетка на всех объектах одинаковая (по каждой координатной оси может быть разная, но равномерная по каждой координате).

Таким образом, заданием шести параметров (число интервалов для объектовой сетки по координатным осям и число интервалов для локальной сетки по координатным осям) полностью определяется конечноразностная аппроксимация задачи. Вся область расчета ограничивается размерами базового тела. Все тела-прототипы или части тел-прототипов, выходящие за рамки базового тела, не будут учтены при задании геометрии задачи.

Все геометрические тела-прототипы, через которые задается геометрия задачи, объединяются в блоки. В каждом блоке своя локальная система координат. Исходные данные, таким образом, могут задаваться независимо друг от друга в отдельных блоках разными людьми. При окончательном формировании задачи необходимо задать число тел-прототипов в блоке и координаты локальной системы координат блока относительно базовой системы координат. Программа автоматически переведет координаты тел-прототипов в блоках в базовую систему координат с началом координат в точке $(0.,0.,0.)$.

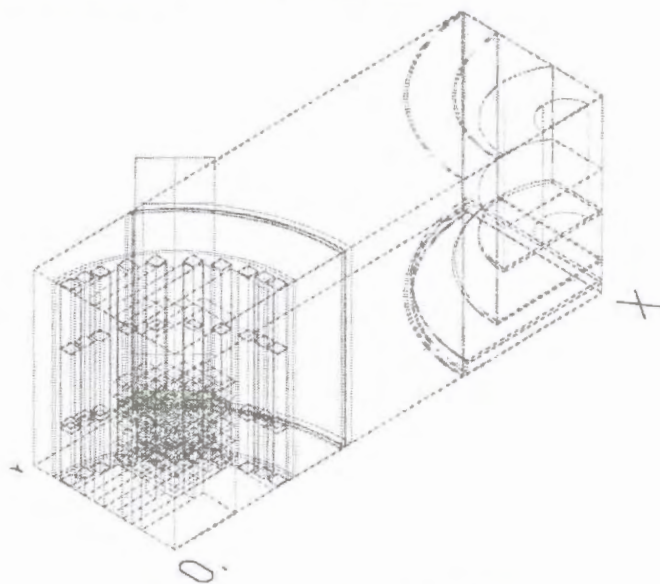


Рис. 2. Геометрия задачи "БРЕСТ"
(результат работы программы AUTOCAD)

В данной версии программы реализован набор (библиотека) из 4 тел-прототипов (шар, прямоугольный параллелепипед, цилиндр, шестигранная призма). Понятно, что можно создать достаточно сложный геометрический объект посредством объединения или пересечения элементарных тел-прототипов. Геометрия задачи описывается только с помощью набора тел-прототипов, представленных в библиотеке.

Порядок задания тел-прототипов следующий:

- первым задается базовое тело-прототип, обязательно прямоугольный параллелепипед, в который будут помещаться все другие тела-прототипы,
- далее задаются другие тела-прототипы, строго используя принцип вложения тел, когда пространство заполняется каждый раз материальной зоной последнего вложенного тела, таким образом, все зоны, которые попали во

вложение, будут заменены на зону последнего вложенного тела. Например, чтобы получить трубу, необходимо вложить цилиндр в цилиндр, тогда внутри трубы будет зона последнего вложенного цилиндра, а стенкой трубы будет являться зона первого цилиндра. Используя данный принцип и соответствующий набор тел-прототипов для вложения, можно описать достаточно сложную геометрическую систему. Следует отметить, что данный принцип необходимо соблюдать строго, чтобы не ошибиться в задании геометрии системы. Возможность произвольной ориентировки тела в пространстве с помощью углов поворота в соответствующих плоскостях дает пользователю мощный инструмент для описания геометрии задачи.

Пример обработки файла lucky.lsp программой AUTOCAD представлен на рисунке 2, где показана геометрия расчета защиты реактора "БРЕСТ".

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ПРОГРАММ LUCKY И LUCKY_C

С помощью программы LUCKY можно решать задачи переноса нейтронов и гамма излучения от заданного фиксированного источника в многогрупповом $P_m S_n$ приближении метода дискретных ординат. Программа LUCKY_C позволяет в тех же приближениях проводить решение задач на собственные значения. Граничные условия могут быть либо условиями отражения на любой из внешних границ расчетной области либо свободными (нет влета частиц в систему). Многогрупповые библиотеки ядерно-физических констант используются в GIT формате (Group Independent Tape).

Основные ограничения по размерам пространственной сетки и числу энергетических групп связаны с размером доступной оперативной памяти на процессорах и быстродействием суперкомпьютера. В данной версии программ используется представление числа с одинарной точностью. Отметим, что при работе с одинарной точностью, при наличии оперативной памяти до 4 Гбайт можно задать локальную сетку на один пространственный объект в диапазоне 1-3 миллионов точек для $S_8 - S_6$ приближения по угловой квадратуре. Именно представление целого числа в 4 байта обуславливает это ограничение. Таким образом, даже имея очень быстрые процессоры суперкомпьютера и достаточно большую оперативную память, будем иметь ограничение на локальную пространственную сетку. Переход на представление целого числа с двойной точностью позволит обойти это ограничение. Еще раз отметим, что это следует делать, если производительность процессоров будет достаточной, чтобы проводить итерацию за реальные времена (например, при наличии векторных процессоров). Время решения задачи определяется числом используемых узлов пространственной сетки на объектах, порядком S_n приближения, числом энергетических групп, а также быстродействием процессоров суперкомпьютера. Время на итерацию может составлять от нескольких секунд до десятка минут.

К особенностям программ можно отнести возможность параллельно работать практически на любом доступном числе процессоров с достаточно хорошей эффективностью. Для задания исходных данных используется программа FIDO (в целях сохранения стиля задания данных для таких программ, как ANISN [4], DOORS3.2

[5] и других). Для получения ядерно-физических констант могут использоваться программы TAPEMAKER [4] или GIP [5]. Для проверки геометрии расчета на персональном компьютере можно использовать программу VIXEN, в которой реализован работающий на персональном компьютере геометрический модуль, с помощью которой можно формировать файл lucky.lsp с целью последующего запуска его через программу AUTOCAD для проверки геометрии расчета. Программы работают под операционной системой UNIX.

МЕТОДЫ УСКОРЕНИЯ СХОДИМОСТИ ИТЕРАЦИОННОГО ПРОЦЕССА

Ускорить параллельный итерационный процесс достаточно сложно. Граничные условия строго определены только на границах базового тела. На каждом пространственном объекте нет постоянных граничных условий (за исключением внешних поверхностей базового тела) и в процессе итераций решение на границах объектов все время меняется, но по мере сходимости все слабее и слабее. Не зная заранее меру влияния объектов друг на друга, достаточно сложно предсказать поведение погрешности в процессе итераций. Тем не менее, для ускорения итерационного процесса используется достаточно простой, но эффективный метод Гаусса-Зейделя. Схема этого метода достаточно проста: полученная в текущей итерации часть решения используется для нахождения другой части решения в этой же итерации. Итерация считается законченной, когда последовательно получено решение для всех октантов единичной сферы. В программе LUCKY используется “двухуровневая” схема Гаусса-Зейделя, когда ускорение используется для нахождения решения внутри объекта в процессе получения решения по локальной пространственной сетке и в процессе обмена граничными потоками по угловым октантам между объектами.

Таким образом, решение, полученное для объекта в каком-либо угловом октанте, может быть сразу же передано на граничную поверхность соседнего объекта, и затем оно используется для нахождения решения в других октантах для этого объекта. Для работы по этой схеме все объекты автоматически собираются в группы по 8 штук по числу октантов на единичной сфере. Впоследствии, при получении решения по угловым октантам проводится сдвинутая по октантам схема получения решения на каждом из 8 объектов отдельной группы. В результате применения данной схемы для получения решения, каждый объект из своей восьмерки “видит” граничное решение от соседних объектов уже в текущей итерации, а не в следующей итерации, как при обычной, не сдвинутой по октантам схеме нахождения решения. Эффективность (выигрыш по числу итераций) такого ускорения составляет в среднем для групп гамма квантов ~ 1.8 , а для нейтронных групп ~ 1.3 и зависит в основном от геометрии задачи. Чем более вытянуто базовое тело по какой либо координатной оси, тем эффективнее будет предложенная схема ускорения. Для программы LUCKY_C используется классический метод перенормировки, когда полученное на внешней итерации решение после перерасчета источника деления используется в качестве начального приближения для проведения следующей внешней итераций.

ЗАВИСИМОСТЬ ЭФФЕКТИВНОСТИ ОТ РАЗЛИЧНЫХ ПАРАМЕТРОВ РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ

Основная задача пользователя - использовать суперкомпьютер с максимальной эффективностью. Понятно, что по возможности необходимо использовать все ресурсы суперкомпьютера, но стратегия разбиения базового тела на объекты остается за пользователем. Кроме этого необходимо знать, как зависит эффективность параллельного процесса от числа объектов, размера объектов, рассеивающих свойств среды. Пользователь должен определить, каким образом разбить на объекты базовое тело, сколько выбрать объектов для расчета, какую локальную сетку нужно взять для объекта. Проведенные исследования показали, что существуют оптимальные размеры для объектов (в оптических длинах) и оптимальный способ разбиения базового тела на объекты. Несмотря на то, что эффективность параллельного процесса всегда связана с конкретной задачей, можно определить общие закономерности. Так, более эффективными будут расчеты систем с большими оптическими размерами объектов и большим сечением внутригруппового рассеяния. Но при выборе размеров объектов необходимо учитывать возможность задания на объекте достаточно мелкой локальной сетки. Число точек сетки, с одной стороны, должно быть достаточным для детального описания геометрии объекта, а с другой стороны, размеры локальной сетки ограничены доступной оперативной памятью процессоров. Таким образом, необходим разумный компромисс при выборе этих параметров.

Для данной методики, когда все пространственные объекты имеют одни и те же размеры и локальную сетку, эффективность можно определять как отношение числа итераций, необходимых для получения решения в однопроцессорном расчете, к числу итераций для получения решения в многопроцессорном расчете. Понятно, что в многопроцессорном расчете число итераций будет больше, так как объекты, достаточно далеко удаленные друг от друга, "увидят" друг друга не сразу, то есть не в первой итерации. Каждая новая итерация будет "связывать" друг с другом все большее число объектов. Этот эффект "инерции" связи между объектами в той или иной степени - в зависимости от задачи - влияет на теоретическую эффективность решения конкретной задачи. Чем больше будет объектов в системе, тем более "инерционна" по отношению к связям между объектами будет эта система. Но также ясно, что в больших по числу объектов системах, с большими "оптическими" размерами объектов решение на объекте определяется в основном им самим и ближайшими объектами из его окружения, и как следствие, параллельный итерационный процесс будет сходиться быстрее, чем в системах с малыми "оптическими" размерами объектов, где решение будет определяться большим числом соседних объектов и следовательно будет необходимо большее число итераций для учета связи между ними. Для систем, где большие сечения внутригруппового рассеяния и итерационный процесс сходится долго, доля "инерционных итераций" от полного числа требуемых для получения решения итераций будет небольшой, что определяет лучшую эффективность решения этих систем по сравнению с системами с сильным поглощением.

На рисунке 3 представлена зависимость теоретической эффективности параллельного процесса от оптического размера объекта, исследованная для задачи прохождения излучения в бетоне от локального источника. Число процессоров в задаче

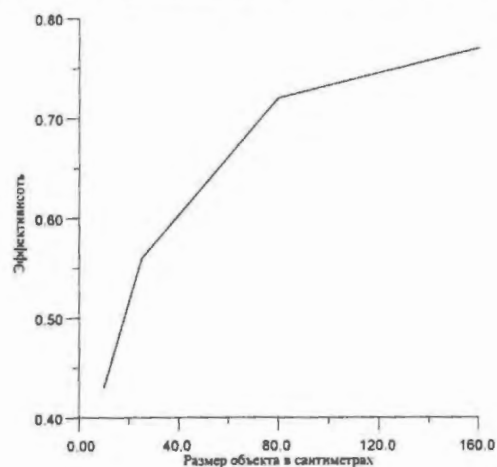


Рис. 3. Зависимость теоретической эффективности от размера объекта. Прохождение нейтронов с энергией 15 МэВ через бетон

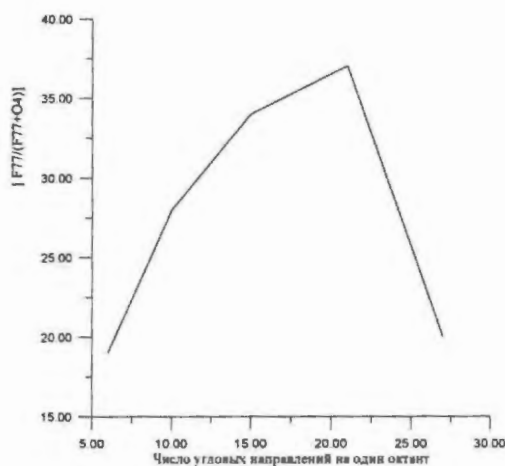


Рис. 4. Влияние S_n приближения на выигрыш времени относительно к расчетам без векторизации при использовании векторных процессоров. Данные для компьютера CONVEX SSP1600

оставалось постоянным, равным 16, пространственный шаг локальной сетки на объектах не изменялся, изменялся размер объекта (и соответственно размер всей расчетной системы и число точек локальной сетки на объекте). Следует отметить, что алгоритмы, реализованные в программах, ориентированы на векторные процессоры. Наличие таких процессоров на суперкомпьютере позволит поднять производительность вычислительного процесса в среднем до 20-30 раз. На рисунке 4 представлен выигрыш по времени для разных S_n приближений, который можно было бы получить при использовании векторных процессоров. Зависимость теоретической эффективности от числа используемых процессоров можно продемонстрировать на примере расчета прохождения быстрых нейтронов с энергией 15 МэВ через радиационную защиту реактора "БРЕСТ". Размеры базового тела 7.5 x 2.5 x 2.4 метра по координатным осям X, Y, Z соответственно. Результат представлен на рисунке 5. Из рисунка 5 видно, что скорость падения эффективности с увеличением числа используемых процессоров замедляется. Этот факт позволяет сделать предположение, что при дальнейшем увеличении числа используемых процессоров, при условии, что "оптические" размеры объектов будут оставаться достаточно большими (в несколько длин пробегов частиц), будем иметь ту же величину эффективности, хотя, естественно, это утверждение требует проверки. Отметим, что реальная эффективность, пересчитанная относительно 1 процессора меньше представленной на графике и будет в пределах 0.4-0.5 для большого числа процессоров.

п-
о-
е
б,
эй
:я,
т-
ой
ой
т-
ах,
ро-
со-
тит
вы-
ем
ед-
для
ый
ис-
со-
эф-
зую
мон-
про-
в с
ион-
СТ"
1.5 х
осям
ытат
ость
едля
ении
бъек
тиц)
дени
носи
1.4-0.5

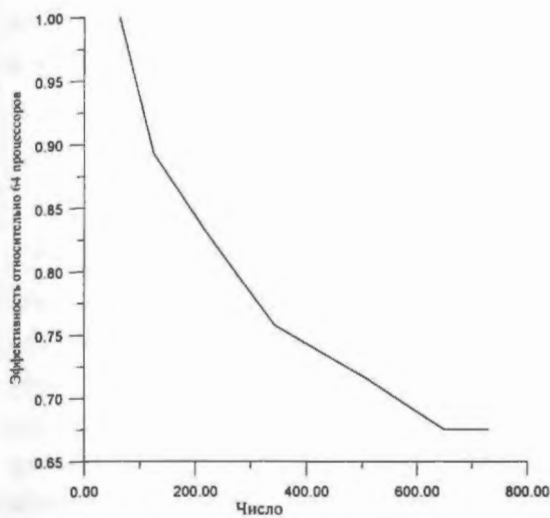


Рис. 5. Зависимость теоретической эффективности параллельного процесса от числа процессоров по отношению к использованию 64 процессоров. Расчет радиационной защиты реактора "БРЕСТ", P_3S_6 приближение, нейтроны с энергией 15 МэВ, 272000 пространственных точек на один объект

Следует остановиться на стратегии разбиения базового тела на объекты более подробно и определить методические рекомендации для выбора стратегии. Очевидно, что каждая задача будет иметь вполне определенные особенности, но, тем не менее, накопленный опыт эксплуатации программ на МВС-1000М позволяет дать пользователю конкретные рекомендации по разбиению расчетной области на объекты и числу пространственных точек внутри каждого объекта.

1. Число интервалов для сетки при разделении расчетной области на объекты по координатным осям X, Y, Z должно быть одинаковым (если это позволяет специфика задачи, т.е. размеры задачи примерно одинако-

вые по всем осям). Это требование желательно, но не обязательно. Именно при таком разбиении будет реализована максимальная эффективность параллельного процесса, так как не будет выделенных пространственных направлений в геометрии задачи для обмена, при проведении итерационного процесса, при сшивке по граничных потокам, и можно сказать, что решение будет формироваться как бы "изотропно" по пространству.

2. Число пространственных точек для каждого объекта должно быть достаточно большим, чтобы время расчета было больше времени обмена между процессорами (желательно > 10000 точек на объект в S_6 или S_8 приближении). Время на итерацию определяется порядком S_n приближения и размером локальной сетки. Но пользователь может работать и с моментами решения, тогда порядок использованной квадратуры не будет определяющим для временных затрат на итерацию, а будет определяться числом моментов искомого решения.

3. Максимальная оперативная память на одном процессоре МВС-1000 4 Гбайта, плюс 4 Гбайта виртуальной памяти. Таким образом, максимальный размер локальной сетки на одном процессоре $\sim 1.2E+06$ точек при S_8 приближении и $\sim 2.E+06$ точек при S_6 приближении. При использовании всех 768 процессоров при таких размерах сетки на расчетных объектах, время на одну итерацию может достигать 10 минут. При среднем числе итераций на одну группу ~ 20 время расчета будет около 3 часов на одну группу. При этом полное число точек на базовом теле будет порядка $1.0E+09$.

4. Шаг по пространству при выборе детальной сетки внутри объекта желательно иметь не более несколько миллиметров, именно при таких шагах можно использо-

вать XYZ геометрию как универсальную для описания сложных геометрических структур и использовать положительно определенную быструю шаговую схему в итерационном процессе без потери точности решения.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Опыт разработки и использования программ LUCKY и LUCKY_C на MBC-1000M показал достаточную эффективность предложенной методики организации параллельных вычислений при решении задач переноса излучений. Отметим, что данная технология позволяет использовать весь ресурс суперкомпьютера и проводить расчеты с эффективностью не менее 0.5 при пространственном и энергетическом распараллеливании. Использование локальной сетки с большим числом узлов позволяет описать практически любую геометрическую композицию с достаточной точностью, и следовательно, использовать прямоугольную геометрию как универсальную геометрию.

При использовании $S_6 - S_8$ приближения ресурсы суперкомпьютера MBC - 1000M позволяют прописать с шагом локальной сетки в 1 миллиметр базовое тело объемом 1 куб. метр, с шагом 2 миллиметра 8 куб. метров, с шагом 3 миллиметра 27 куб. метров и так далее, при этом геометрия системы может быть очень сложной. Предложенная стратегия задания исходных данных, основанная на использовании принципа вложения пространственных тел и мощного параллельного генератора пространственных сеток на объектах, позволяет пользователю достаточно легко задавать данные для расчета.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Zabrodin A.V., Levin V.K., Korneev V.V** "The Massively Parallel Computer System MBC-100". Parallel Computing Technologies. Third International Conference, PaCT-95 St.Petersburg, Russia, September 1995.
2. **Забродин А.В.** "Параллельные вычислительные технологии. Состояние, перспективы." Препринт ИПМ им. М.В. Келдыша, № 71, 1999 (<http://www.parallel.ru>).
3. **Баранов А.В., Лацис А.О., Сажин С.В., Храмов М.Ю.** "Руководство пользователя системы MBC-1000/M" (www.jssc.ru). ИПМ им. М.В. Келдыша РАН. Отдел ИВСиЛС, сектор эксплуатации MBC.
4. **W.W. Engle, Jr.** "A User Manual for ANISN", Union Carbide Corporation, K-1693, 1967.
5. **DOORS3.2: One, Two- and Three-Dimensional Discrete Ordinates Neutron/PhotonTransport Code System.** RSICC CCC-650, ORNL, 1998.
6. **Красковский Д.Г., Виноградов А.В.** "AutoCAD 2000 для всех." - М.: Компьютер Пресс, 1999

Статья поступила в редакцию 11 ноября 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с. 3-14

НЕКОТОРЫЕ ПРОБЛЕМЫ РЕАЛИЗАЦИИ РАСЧЕТА РЕАКТОРОВ МЕТОДОМ МОНТЕ-КАРЛО НА МНОГОПРОЦЕССОРНОЙ ЭВМ МВС-1000/М

М. И. Гуревич

РНЦ "Курчатовский Институт",

Н.Ю. Марихин

Научно-исследовательский институт атомных реакторов

Работа посвящена анализу проблем возникающих при адаптации универсальных пакетов программ полномасштабного расчета потоков нейтронов и фотонов методом Монте-Карло к вычислениям на современных многопроцессорных ЭВМ. Решены проблемы, возникающие при организации расчета с возможностью его продолжения при прерывании. Рассмотрена проблема экономии требуемой памяти на дисках и предложено ее возможное решение.

SOME PROBLEMS OF UNIVERSAL MONTE-CARLO CODE ADAPTATION TO THE MULTI-PROCESSOR COMPUTER. GUREVICH M.I., MARIKHIN N.YU. The paper describes problems appearing during the adaptation of the universal Monte-Carlo codes for neutron and photon flux calculations to the multi-processor computer. The difficulties that occur when a calculation has to continue are shown. The economy of user disk space is taken up. Some solutions of this problem are suggested.

ВВЕДЕНИЕ

Метод Монте-Карло является одним из наиболее точных, но также и трудоемких методов расчета переноса нейтральных частиц. Несмотря на беспрецедентный рост быстродействия, современные однопроцессорные ЭВМ часто не могут обеспечить достаточных вычислительных мощностей для требуемых расчетов. Например, трудности возникают при расчете кампаний реакторов с учетом выгорания топлива и поглотителей.

Поэтому перед разработчиками и пользователями программы МСУ [1] возник вопрос о возможности ускорения расчетов с помощью распараллеливания на многие процессоры, тем более, что метод Монте-Карло по своей сути состоит из многих почти однотипных независимых вычислений.

Создание в Российской Академии Наук многопроцессорной ЭВМ МВС-1000/М [2,3] открыло возможность решения новых классов задач в целом ряде предметных областей — гидродинамике, физике твердого тела, физике плазмы, геофизике и так далее. Отметим, что в упомянутых предметных областях используются методы, которые значительно труднее распараллелить, чем метод Монте-Карло, в частности требуется значительно более сложная схема обмена данными между процессорами. Необходима на порядки большая скорость такого обмена.

В качестве среды для параллельного программирования на ЭВМ МВС-1000/М используется программный интерфейс MPI [2].

Создание версии программы MCU-RR для параллельных вычислений с использованием интерфейса MPI было очень привлекательно, поскольку, как отмечено в [2], этот интерфейс фактически является стандартом для разработчиков параллельных программ. В описываемой версии программы используется небольшая часть интерфейса MPI как из-за относительной простоты распараллеливания метода Монте-Карло, так и из-за того, что это только первый этап адаптации программы MCU к новым аппаратным и программным средствам.

Так, например, внимание уделялось в основном вопросам решения однородных задач — расчету активных зон реакторов. Это связано отчасти с тем, что именно при решении этих задач разработчикам MCU особенно не хватало ресурсов, отчасти с тем, что начинать освоение параллельных расчетов надо было с чего-то одного.

ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ

Оценку функционалов нейтронного или фотонного потока методом Монте-Карло можно, несколько упрощая, представить следующей схемой.

Имеется алгоритм моделирования траекторий частиц, включая генерации источником, свободные пробеги, рассеяния на ядрах, поглощения и, наконец, рождения новых частиц.

Моделируемые частицы объединяются в так называемые пакеты (во многих программах фиксированной длины). При решении однородной задачи, нейтроны, получающиеся в результате деления ядер нейтронами одного пакета, образуют следующий пакет, таким образом, каждый пакет есть поколение нейтронов.

При моделировании одной траектории происходит расчет ее вклада в каждый из оцениваемых функционалов Y_r . Этот вклад есть случайная (псевдослучайная) величина с математическим ожиданием, равным искомому значению функционала нормированному на один нейтрон источника для неоднородной задачи или нейтрон деления для однородной.

Для неоднородных задач, вклады траекторий можно считать независимыми случайными величинами. В случае однородных задач это неверно, но если объединить несколько последовательных пакетов в серию, то суммарные вклады по сериям можно считать независимыми случайными величинами [4].

Предположим, что, функционал только один, и в каждом пакете i , значит, в каждой серии фиксированное число M частиц, а всего имеется N серий. Вклад i -ой траектории в j -й серии обозначим через η_{ij} . Тогда вклад j -той серии есть

$$\eta_j = \eta_{1j} + \eta_{2j} + \dots + \eta_{M,j}.$$

Так как случайные величины η_j считаются независимыми, то оценка нормированного на 1 нейтрон функционала есть

$$y = (M * N)^{-1} (\eta_1 + \eta_2 + \dots + \eta_N),$$

а оценка его дисперсии (для простоты дается смещенная форма) есть

$$\sigma^2 = \frac{(\eta_1^2 + \eta_2^2 + \dots + \eta_N^2 - y^2 M^2 N)}{(NM)^2}.$$

Предположим, имеется P процессоров, $(\Pi_0, \Pi_1, \dots, \Pi_{P-1})$ и обеспечена статистическая независимость моделирования на каждом процессоре. В этом случае величины $\eta_i^{(k)}$ и $\eta_i^{(l)}$ (верхний индекс означает номер процессора) независимы при любых, $i, j \in [1, N], k, l \in [0, P-1]$.

В силу независимости оценка значения функционала и дисперсии этой оценки осуществляются почти по тем же формулам

$$y = (PMN)^{-1} A_1$$

$$\sigma^2 = \frac{(A_2 - y^2 PNM^2)}{(MPN)^2},$$

где: $A_m = \sum_{k=0}^{P-1} \sum_{j=1}^N (\eta_j^{(k)})^m$ — ненормированный m -й выборочный момент [5].

Следовательно, в принципе, имеется возможность проводить моделирование на каждом процессоре совершенно независимо. Достаточно накопить, например, на общих магнитных дисках, суммы

$A_1^{(k)} = \sum_{j=1}^N \eta_j^{(k)}$ и $A_2^{(k)} = \sum_{j=1}^N (\eta_j^{(k)})^2$ — выборочные моменты k -го процессора.

Затем один процессор может их объединить в единую оценку, эта процедура на несколько десятичных порядков менее трудоемка, чем накопление сумм $A_1^{(k)}$ и $A_2^{(k)}$.

Следовательно, эффективность распараллеливания будет практически равна 1.

Наличие многих функционалов ничего принципиально не меняет. Достаточно рассматривать вклады траекторий и серий η_{ij} и η_j , а также их выборочные моменты $A_m^{(k)}$ и A_m как векторы, компоненты которых индексированы числами r — номерами оцениваемых функционалов.

СТАТИСТИЧЕСКАЯ НЕЗАВИСИМОСТЬ

Наиболее корректный способ обеспечения статистической независимости моделирования на $\Pi_0, \Pi_1 \dots$ — это использование на каждом процессоре своей последовательности случайных чисел, независимой по отношению ко всем остальным. В настоящее время существуют генераторы случайных чисел, которые имеют практически неограниченный набор допустимых начальных значений (по крайней мере 0^6), каждое из которых дает независимую от других последовательность.

Так как интерфейс MPI обеспечивает знание каждым процессором его порядкового номера в задаче, то проблема независимости решается выбором разных начальных значений на основании этого номера. Например, можно иметь массив $H(1000)$ начальных значений, и для инициализации генератора случайных чисел использовать значение $H[p]$, где $0 \leq p < P$, порядковый номер процессора. Именно этот алгоритм реализован при распараллеливании программы MCU в РНЦ КИ.

Можно поступить иначе, пользуясь тем, что моделирование траекторий — локально неустойчивая динамическая система (бильярд Синая). В каждом процессоре используется один и тот же генератор с тем же начальным значением, но перед работой производится K_p никак не используемых выборок случайных чисел — сдвиг последовательности, причем все K_p различны. Этот метод использовался при распараллеливании программы MCU в НИИАР, а также при распараллеливании программы MCNP, проведенном сотрудником РНЦ КИ Моряковым А.В.

СЧЕТ С ПРОДОЛЖЕНИЕМ

При расчетах методом Монте-Карло часто трудно заранее оценить, какое количество серий N придется промоделировать для достижения необходимой точности расчета. Поэтому необходимо обеспечить возможность продолжения уже проведенного счета. Это также бывает необходимо ввиду того, что расчет методом Монте-Карло требует много времени, даже на современных скалярных процессорах требуется порой несколько суток. Следовательно, наличие контрольных точек и возможность продолжения счета необходимы для защиты от сбоев ЭВМ.

Всю информацию, необходимую для продолжения счета, можно разбить на две категории — постоянная информация, созданная в процессе подготовки моделирования, и переменная информация, все время создаваемая и изменяемая.

Первая категория информации не представляет больших проблем, так как при ее создании все процессы моделирования находились в одинаковом состоянии, следовательно, она единая, и ее не надо дублировать по числу процессоров (ее объем тот же, что при скалярных вычислениях).

Вторая категория теоретически своя у каждого процессора, поэтому ее размножение по числу процессоров требует огромных объемов памяти.

Например, при скалярных расчетах по программе MCU даже относительно простых задач на выгорание под переменную информацию отводится до 25 Мбайт на дисках. Проведенный в ноябре 2002 г. пробный расчет всего на 30 процессорах MVS-1000/M потребовал 0,75 Гбайт памяти на дисках. Практически это означало лимитирование числа используемых процессоров 80-ю.

Отметим, что хотя каждый из процессоров MVS-1000/M имеет свою память на жестких дисках, не известно на каких физических процессорах окажется задача при повторных запусках, следовательно, собственную дисковую память процессора можно использовать лишь для временных файлов. Для размещения переменной информации приходится использовать память на дисках пользователя, доступны УРС (управляющей рабочей станции [3]).

Размещение всех данных на дисках пользователя дает и некоторые удобства: упомянутые моменты $A_1^{(k)}$, $A_2^{(k)}$ естественно относятся к переменной информации, что позволило в первой версии распараллеливания MSU проводить объединение моментов просто средствами УРС.

Для сокращения объема необходимой памяти на дисках, необходимо проанализировать ее состав. Это делается применительно к программе MSU, однако, тип проблем одинаков для всех программ расчета методом Монте-Карло.

Переменную информацию можно разделить на несколько классов.

а) Состояние процесса моделирования

Это наиболее важный класс, так как именно на корректности и независимости моделирования траекторий базируются все оценки. Разумеется, нет нужды обеспечивать возможность прерывания процесса в любой точке — это потребовало бы сохранять всю промежуточную, временную информацию. Для программы MSU имеется естественная точка прерывания работы — промежуток между сериями. В этой точке ни одна из частиц не находится в процессе моделирования, поэтому вся информация сводится к:

- состоянию генератора случайных чисел;
- спецификации частиц очередного поколения, то есть частиц, выработанных при моделировании деления ядер, вызванных частицами последнего пакета оконченной серии.

Из соображений удобства к этим данным приписывается еще несколько массивов информации, но их общий объем много меньше 1 Кбайта, и трудностей записи на диск не представляет. То же самое относится и к состоянию генератора случайных чисел.

Объем данных для следующего пакета частиц — очереди частиц ждущих обработки при решении однородных задач не так уж мал. На каждую частицу надо отвести один байт на ее тип, 6 действительных чисел — фазовые координаты, 1 число — время и еще 2 — комплексный вес. Однако, реально для ускорения счета используется не самое компактное представление, кроме того, существуют еще дополнительные геометрические параметры, число которых зависит от типа решаемых задач. В результате в программе MSU на одну частицу затрачивается до 80 байт. Объем пакета зависит от решаемых задач и в настоящее время обычно бывает в пределах 2000 частиц, а в большинстве случаев 200 частиц.

Таким образом, обычно на один процессор нужно от 16 Кбайт до 160 Кбайт, что вполне терпимо.

Необходимо только сделать 3 замечания.

В MSU имеется банк частиц ждущих обработки, где в процессе моделирования пакета лежат несколько очередей частиц, общая длина которых может значительно превышать число частиц в пакете. Очереди организованы как списки со ссылками, и их члены разбросаны по массиву банка. На скалярных ЭВМ не было нужды особенно экономить, и весь массив банка писался на диск. Теперь в режиме работы MBS перед записью на диск производится переупаковка банка, и лишняя информация не пишется.

При решении неоднородных задач вообще не используется запоминание поколений. Работа с любым пакетом начинается с моделирования рождения новых частиц внешним источником. На диск из банка писать ничего не надо, за исключением заголовков очередей — меньше 200 байт, и это автоматически учитывается перепакеткой, так как все очереди в этот момент пусты.

При расчете больших реакторов в целом (прежде всего РБМК) придется значительно расширять размер пакета, так что проблема записи этого класса информации для однородных задач решена лишь временно.

б) Накапливаемая статистика

Основной объем переменной информации составляют суммы вкладов траекторий в различные функционалы, а также суммы степеней этих вкладов, используемые для оценок погрешностей, то есть в использованных ранее обозначениях суммы $A_v^{(k)}$. Ввиду большого числа одновременно оцениваемых функционалов в программе MCU этот класс информации составляет более 75%, а в самых критических случаях определяет практически весь объем данных.

Отметим, что, в сущности, данные этого класса по отдельности не нужны, требуются лишь их суммы:

$$A_v = A_v^{(0)} + \dots + A_v^{(P-1)}.$$

Средства MPI позволяют производить объединение этих сумм по мере расчета и хранить на диске лишь один экземпляр этих массивов.

В программе MCU это делается следующим образом.

Вводится понятие шага процесса, состоящее из фиксированного числа D серий. Всего в вычислениях имеется Q шагов, то есть $N=D*Q$. Для всех сумм вводится второй верхний индекс, означающий номер серии в шаге, а нижний индекс j теперь означает номер шага, например, $\eta_j^{(k,l)}$ — означает сумму вкладов в одной серии.

Вместо глобальных сумм каждого процессора $A_m^{(k)}$ для каждого шага вычисляются суммы

$$B_{mj}^{(k)} = \sum_{l=1}^D \left(\eta_j^{(k,l)} \right)^m.$$

Во время расчета каждого шага процессоры работают совершенно независимо.

После окончания шага средствами MPI процедуры MPI_REDUCE в 0-ом процессоре образуется общая сумма шага

$$B_{v,j} = \sum_{k=0}^{P-1} B_{v,j}^{(k)}$$

и теперь 0-ой процессор образует глобальную сумму

$$S_{v,j} = S_{v,j-1} + B_{v,j} \quad (S_{v,0} = 0),$$

которая в конце вычислений совпадает с суммой A_v . На диск записываются только суммы $S_{v,j}$. Они образуют отдельный файл.

с) Прочие данные регистрационного модуля

В процессе работы регистрационный модуль помимо указанных сумм накапливает дополнительную информацию, например, для выделенного набора функционалов определяет максимальные и минимальные вклады и для них запоминает места рождения частиц. Эти данные также можно объединять после каждого шага, но сейчас их объем не критичен, а объединение потребовало бы слишком кропотливой работы. Поэтому в настоящее время эти данные на дисках дублируются для каждого процессора.

д) Ускоряющая информация

К этому классу относятся дополнительные данные, относящиеся к постановке решаемой задачи, но не необходимые для ее однозначного определения. Эти данные никак не влияют на построение траекторий частиц и накопление оценок функционалов, а лишь позволяют ускорить вычисления.

Простейший пример такой информации — для каждой геометрической зоны составляются списки, какие геометрические зоны примыкают к каждой грани этой зоны.

Подобная ускоряющая информация в программе MCU в основном используется геометрическим модулем, а также - в меньшей степени - модулем источника. Особенность этого класса информации в том, что данные, полученные нулевым процессором, ничем не хуже (и не лучше), чем данные, полученные любым другим. Эта информация не имеет никакого отношения к статистической независимости. Поэтому вполне допустимо сохранять данные только 0-го процессора и в начале продолжения использовать их другими процессорами, так что дублирования по процессорам не происходит, следовательно, объем данных не критичен.

В программе MCU одним массивом записываются постоянные данные геометрического модуля и вышеописанная информация, но ввиду отсутствия дублирования это неважно.

ДОПОЛНИТЕЛЬНАЯ СИНХРОНИЗАЦИЯ

В конце каждого шага, помимо объединения сумм, в программе MCU производится еще одно взаимодействие процессоров.

В исходных данных задачи сообщается максимальное время T_{\max} , которое она может использовать. Так как для продолжения задачу следует остановить в промежутке между шагами, то оценивается время отработки одной серии, $T_c = T_{\text{затр}} / (DQ_3)$, где Q_3 — число шагов сделанных к данному моменту, а $T_{\text{затр}}$ — затраченное на это время. Затем определяется оставшееся время $T_o = T_{\max} - T_{\text{затр}}$, и если $(1-\epsilon) T_o < T_c D$, то последний шаг укорачивается до $D_n = (\text{int}) ((1-\epsilon) T_o / T_c)$, а если $D_n = 0$ задача снимается. По умолчанию, эта величина ϵ есть 0.05.

Моделирования на разных процессорах происходят независимо, следовательно величины $T_{\text{затр}}$, T_o , T_c могут отличаться. Поэтому, определением условия окончания

задачи занимается только 0-й процессор. Он рассылает величину D или D_n , которая и служит признаком останова со всем процессорам с помощью MPI процедуры: MPI_BDCAST.

Отметим, что и в этом случае и для объединения сумм используются синхронные варианты взаимодействия, так как шаги относительно длинные процедуры — минуты, и асинхронность не дает никакого выигрыша.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Проведенные работы показали целесообразность адаптации программы MCU для работы на многопроцессорных ЭВМ. Был выявлен ряд проблем и успешно решен вопрос об организации счета с продолжением.

Однако, осталось несколько нерешенных задач, две из которых следует упомянуть:

- Для расчета очень больших реакторов могут потребоваться огромные размеры пакетов частиц, которые нецелесообразно держать на одном процессоре, следует рассмотреть возможность совместного регулирования числа частиц в поколении, и обмена при необходимости частицами, ждущими обработки;
- При реализации метода АЛИГР [6], также следует иметь возможность совместного использования всех накопленных файлов поверхностных источников.

В заключение авторы пользуются приятной возможностью выразить благодарность одному из самых опытных пользователей МВС-1000/М А.В. Морякову за многие ценные консультации.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И., Гомин Е.А., Глушков А.Е., Гуревич М.И., Калугин М.А., Майоров Л.В., Марин С.В., Юдкевич М.С. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-1.0 ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов, 2001, вып. 3, с.50-55.
2. Руководство программиста системы МВС-1000/М. ИПМ им. М.В. Келдыша РАН, www/jscc.ru/cgi-bin/show.cgi2path=/informat.htmlstypе.
3. Баранов А.В., Лацис А.О., Сажин С.В., Храпцов М.Ю. Руководство пользователя системы МВС-1000/М. ИПМ им. М.В. Келдыша РАН, www/jscc.ru/cgi-bin/show.cgi2path=/informat.htmlstypе.
4. Золотухин В.Г., Майоров Л.В. Оценка параметров критичности реакторов методом Монте Карло. М., Энергоатомиздат, 1984.
5. Крамер Г. Математическая статистика. М., Мир, 1975.
6. Абагян Л.П., Алексеев Н.И., Брызгалов В.И. Гомин Е.А., Глушков А.Е., Гуревич М.И., Калугин М.А., Майоров Л.В., Марин С.В., Юдкевич М.С.. Программа MCU-RFFI/A с библиотекой констант DLC/MCUDAT-2.1 Отчет РИЦ КИ инв. № 36/5-98, 15.12.98.

Статья поступила в редакцию 15 ноября 2002
Вопросы атомной науки и техники
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с. 15-2

ВЛИЯНИЕ НЕПТУНИЯ НА РЕЖИМ ТРАНСМУТАЦИИ МЛАДШИХ АКТИНИДОВ В ТЯЖЕЛОВОДНОМ РЕАКТОРЕ

А.С. Герасимов, Т.С. Зарицкая, Г.В. Киселев, Л.А. Мырцымова

Институт теоретической и экспериментальной физики

Рассчитаны характеристики процесса трансмутации нептуния, америция и кюрия из отработавшего ядерного топлива в тяжеловодном реакторе в течение первых 10 кампаний и выходе в равновесный режим.

INFLUENCE OF NEPTUNIUM ON MINOR ACTINIDE TRANSMUTATION MODE IN HEAVY-WATER REACTOR. A.S GERASIMOV, T.S. ZARITSKAYA, G.V. KISELEV, L.A. MYRTSYMOVA. Parameters of the process of neptunium, americium, and curium transmutation in heavy-water reactor are calculated for the first 10 fuel lifetimes and for equilibrium mode of transmutation.

ВВЕДЕНИЕ

Высокоактивные долгоживущие актиниды, накапливающиеся в отработавшем ядерном топливе, представляют существенную радиационную опасность с точки зрения обращения с радиоактивными отходами. Их трансмутация позволяет снизить количество отходов, подлежащих последующему захоронению. Особенность трансмутации актинидов состоит в том, что при их облучении нейтронами образуются другие, более опасные нуклиды. Так, ^{238}Pu образуется по двум каналам: из ^{241}Am через промежуточный нуклид ^{242}Cm , имеющий период полураспада 163 сут., и из ^{237}Np . Нуклид ^{244}Cm образуется из ^{243}Am . Таким образом, на начальном этапе трансмутации происходит повышение радиационной опасности, что необходимо учитывать при планировании режимов трансмутации. Основные закономерности режимов однократной и циклической трансмутации актинидов в тепловом и быстром спектре нейтронов исследовались ранее в [1-5]. В работе [6] детально проанализирован циклический режим трансмутации изотопов америция и кюрия из отработавшего топлива реакторов ВВЭР-1000 в специализированном тяжеловодном трансмутационном реакторе. При этом считалось, что накапливающийся в отработавшем топливе нептуний не трансмутируется.

Нептуний из отработавшего ядерного топлива сам по себе менее опасен в радиологическом отношении, чем америций и кюрий. Однако, при облучении из него образуется весьма опасный ^{238}Pu , что усложняет трансмутацию. Поэтому представляется необходимым исследование режимов совместной трансмутации америция и кюрия вместе с нептунием в тех количествах, в которых они представлены в отработавшем ядерном топливе. Сравнение полученных данных с результатами работы [6] позволит установить влияние нептуния на характеристики режима трансмутации.

В настоящей статье, как и в [6], исследуется циклический режим, проводимый в тяжеловодном трансмутационном реакторе. При периодической подпитке добавляются изотопы нептуния, америция и кюрия из отработавшего ядерного топлива ВВЭР-1000. Рассчитаны количество нуклидов в ядерном топливе и трансмутируемых актинидах, радиотоксичность актинидов в процессе трансмутации, производи-

тельность трансмутационного реактора. Рассмотрен выход в равновесный режим при равномерном добавлении трансмутируемых актинидов.

ЦИКЛИЧЕСКИЙ РЕЖИМ ТРАНСМУТАЦИИ

Для исследования режимов трансмутации принята такая же расчетная модель трансмутационного реактора, как в [6]. Мощность реактора 1000 МВт, замедлитель и теплоноситель - тяжелая вода, обогащение урана не выше 20%. За основу конструкции ТВС принимался 6-кольцевой твэл, разработанный для реактора ТВРМ-25 [7]. Два внутренних кольца отсутствовали, урановое топливо размещалось в двух средних кольцах 6-кольцевой ТВС, что соответствовало варианту "легкой" загрузки из [6]. Трансмутуруемые актиниды располагались в двух наружных мишеных кольцах. Размножающие свойства реактора описывались коэффициентом размножения элементарной ячейки, включающей ТВС и окружающий замедлитель, с учетом отравления ксеноном, самарием и родием. Расчеты скоростей реакций и коэффициента размножения в элементарной ячейке проводились по программе TRIFON [8].

Внутренние диаметры топливных колец 21 и 30 мм, внутренние диаметры мишеных колец с трансмутируемыми актинидами 39 и 48 мм, толщины колец 2 мм. Концентрация урана в топливных кольцах $3,403 \cdot 10^{21}$ ядер/см³. Исходная загрузка нептуния, америция и юрия в мишеные кольца с суммарной концентрацией $2,409 \cdot 10^{20}$ ядер/см³ выбиралась такой, чтобы обеспечить приемлемое для ведения кампании начальное и конечное значения коэффициента размножения. Она отличалась от исходной концентрации ядер в [6], где в подпитке отсутствовал нептуний. Для упрощения расчетов кольца с топливом и теплоноситель между ними гомогенно размещались в общую зону суммарной толщины. То же самое делалось с мишенными кольцами.

Изотопный состав загружаемых нептуния, америция и юрия соответствовал отработавшему ядерному топливу реактора ВВЭР-1000 с выгоранием 40 Гвт·сут/т и последующей 10-летней выдержкой: 620 г/т ²³⁷Np, 616 г/т ²⁴¹Am, 120 г/т ²⁴³Am, 31 г/т ²⁴⁴Cm [9].

Облучение проводилось при постоянной плотности потока нейтронов Φ в течение каждой кампании. В первой кампании принималось $\Phi = 1,07 \cdot 10^{14}$ нейтр./(см²·с), продолжительность первой кампании $T = 0,45$ года, что в 1,5 раза дольше, чем в [6]. При переходе к следующим кампаниям считалось, что при перегрузке из ядерного топлива удаляются накопившиеся продукты деления и трансурановые изотопы, остаются изотопы урана и добавляется ²³⁵U в таком количестве, чтобы значение коэффициента размножения в конце следующей кампании было примерно равно 1,03. Из мишеней удаляются продукты деления, добавляется нептуний, америций и юрий приведенного выше изотопного состава в таком количестве, чтобы загрузка ²³⁷Np была равна первоначальной. Кроме того, принималось, что за время между кампаниями весь ²⁴²Cm, имеющий период полураспада 163 сут., превращается в ²³⁸Pu. Цикл трансмутации совпадает с топливной кампанией. Плотность потока нейтронов в цикле и продолжительность циклов выбирались так, чтобы средняя мощность, выделяющаяся в ядерном топливе и трансмутируемых мишенях, бы

бы одинакова для всех циклов. Заметим, что алгоритм добавления ^{235}U здесь не такой, как в [6], где ^{235}U добавлялся в топливо до обогащения 20%. При наличии нептуния в подпитке оказывается существенным накопление делящихся изотопов плутония в мишенях. Поэтому требуется добавлять меньше ^{235}U .

На рисунке 1 представлена зависимость коэффициента размножения в элементарной ячейке от времени в течение первых 10 кампаний. На рисунке условно не показана выдержка между кампаниями, начало следующей кампании примыкает к концу предыдущей кампании.

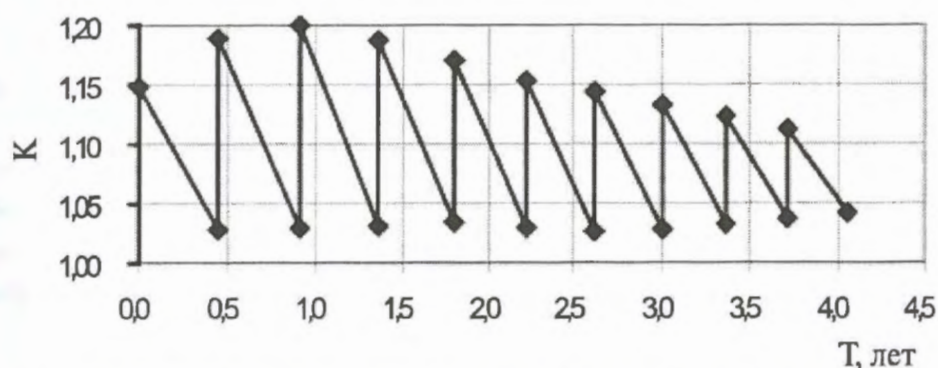


Рис. 1. Коэффициент размножения в первых десяти циклах трансмутации

При свежей загрузке начальное значение коэффициента размножения $K=1,15$. В первых нескольких циклах изменение реактивности $K(0)-K(T)=0,16-0,18$, в последующих циклах - несколько ниже.

В таблице 1 представлены продолжительность циклов и плотность потока нейтронов в каждом цикле, число ядер нуклидов в топливе в расчете на 1 см высоты ТВС: ^{235}U - в начале и конце каждого цикла, ^{236}U и ^{238}U и суммарное число ядер урана - в начале каждого цикла, суммарное число ядер трансурановых элементов (нептуния, плутония, америция, кюрия (ТУЭ) и число ядер продуктов деления (ПД) в конце каждого цикла.

Таблица 1. Число ядер нуклидов в топливе на 1 см высоты ТВС

Номер цикла	T, год	Ф, 10^{14} нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$	Число ядер, 10^{21} ядер/см						
			$^{235}\text{U}(0)$	$^{235}\text{U}(T)$	$^{236}\text{U}(0)$	$^{238}\text{U}(0)$	U(0) общ	ТУЭ(T)	ПД(T)
1	0,450	1,07	2,38	0,886	0	9,38	11,8	0,0635	1,30
2	0,463	1,04	2,22	0,824	0,223	9,29	11,7	0,0702	1,21
3	0,449	1,07	2,06	0,764	0,423	9,20	11,7	0,0758	1,13
4	0,437	1,10	1,89	0,703	0,601	9,11	11,6	0,0809	1,04
5	0,418	1,15	1,73	0,604	0,758	9,02	11,5	0,0854	0,952
6	0,396	1,21	1,57	0,585	0,894	8,93	11,4	0,0893	0,868
7	0,381	1,27	1,46	0,543	1,01	8,84	11,3	0,0927	0,809
8	0,368	1,31	1,35	0,501	1,11	8,75	11,2	0,0955	0,753
9	0,352	1,37	1,24	0,459	1,20	8,67	11,1	0,0966	0,697
10	0,337	1,43	1,12	0,417	1,26	8,59	11,0	0,0988	0,644

Представленные данные показывают, что продолжительность кампании к десятичному циклу уменьшается в 1,33 раза, а плотность потока нейтронов во столько же

раз возрастает. ^{235}U за цикл выгорает существенно, к концу цикла остается 37% первоначального количества (в [6] выгорание ^{235}U составляло 50%). Начальное количество ^{235}U уменьшается от цикла к циклу, в начале десятого цикла оно в 2,1 раз меньше, чем в начале первого цикла. При этом уменьшается также обогащение ^{235}U в начале циклов. В начале первого цикла обогащение составляет 20%, в начале десятого цикла оно уменьшается до 10%. Количество продуктов деления, накапливающихся в топливе за цикл и удаляемых при переходе к следующему циклу, снижается за 10 циклов в 2 раза. Это означает такое же снижение мощности, выделяемой в топливе. Заметим, что в [6], где в подпитке отсутствовал нептуний, и накопление изотопов плутония в мишенях было невелико, количество ^{235}U в начале циклов и продуктов деления, образующихся за цикл, слабо менялось от цикла к циклу.

В таблице 2 представлено число ядер основных нуклидов в мишени в расчете на 1 см высоты ТВС – ^{241}Am , ^{243}Am , ^{244}Cm и ^{238}Pu в начале и в конце каждого цикла.

В таблице 3 представлено число ядер прочих нуклидов в мишени в расчете на 1 см высоты ТВС - изотопов плутония, $^{242\text{m}}\text{Am}$, ^{242}Cm , ^{245}Cm в конце каждого цикла, а также продуктов деления, накапливающихся в мишени за цикл. При переходе к следующему циклу число ядер этих нуклидов, за исключением ^{242}Cm и продуктов деления, не меняется.

Т а б л и ц а 2. Число ядер основных нуклидов в мишени на 1 см высоты ТВС

Номер цикла	Число ядер, 10^{20} ядер/см							
	$^{241}\text{Am}(0)$	$^{241}\text{Am}(T)$	$^{243}\text{Am}(0)$	$^{243}\text{Am}(T)$	$^{244}\text{Cm}(0)$	$^{244}\text{Cm}(T)$	$^{238}\text{Pu}(0)$	$^{238}\text{Pu}(T)$
1	5,82	1,28	1,26	1,28	3,34-5	6,57-5	0	2,05
2	3,05	0,672	1,62	1,52	7,49-5	1,06	4,26	3,52
3	2,45	0,540	1,86	1,67	1,24	1,65	4,00	3,32
4	2,31	0,512	2,02	1,80	1,74	2,16	4,24	3,41
5	2,29	0,507	2,14	1,92	2,25	2,66	4,29	3,42
6	2,28	0,506	2,27	2,02	2,75	3,15	4,29	3,42
7	2,28	0,507	2,40	2,18	3,25	3,66	4,29	3,42
8	2,28	0,507	2,53	2,31	3,75	4,15	4,29	3,42
9	2,28	0,507	2,66	2,44	4,24	4,64	4,29	3,42
10	2,28	0,507	2,78	2,56	4,65	5,05	4,29	3,42

В таблице 3 не приведены значения $^{237}\text{Np}(0) = 6,36 \cdot 10^{20}$, $^{237}\text{Np}(T) = 4,55 \cdot 10^{20}$ ядер/см, одинаковые для всех циклов. Представленные данные показывают следующее. Начальные и конечные концентрации ^{241}Am уменьшаются от первого к третьему-четвертому циклу и далее остаются неизменными. Выгорание ^{241}Am за цикл существенно. Концентрация ^{243}Am в течение цикла уменьшается слабо, ее выгорание компенсируется образованием нового ^{243}Am из ^{241}Am через промежуточный $^{242\text{m}}\text{Am}$. Концентрация ^{243}Am от цикла к циклу возрастает из-за добавления новых порций ^{243}Am при подпитке. Концентрация ^{244}Cm возрастает в течение каждого из 10 циклов, поскольку образование нового ^{244}Cm из имеющегося в мишени ^{243}Am превышает выгорание, и дополнительно добавляется ^{244}Cm при подпитке. ^{238}Pu образуется в мишени примерно в равной степени из ^{237}Np и из ^{241}Am через промежуточный ^{242}Cm как при облучении, так и при выдержке между циклами (при расчетах принято, что при выдержке весь накопившийся ^{242}Cm превращается

37% ^{238}Pu). Концентрация ^{238}Pu приходит к равновесию после двух-трех циклов. Она уменьшается в каждом цикле примерно на 20% и на столько же возрастает при переходе к следующему циклу за счет превращения ^{242}Cm в ^{238}Pu .

Представленные данные показывают, что происходит накопление изотопов плутония, причем ^{239}Pu выходит в равновесное состояние на втором-третьем цикле. Количество ^{241}Pu после пятого цикла составляет примерно 30-35% ^{239}Pu . Количество ^{245}Cm сравнимо с количеством ^{241}Pu . Количество продуктов деления, накапливающихся за цикл, возрастает от цикла к циклу.

Таблица 3. Число ядер прочих нуклидов в мишени на 1 см высоты ТВС

Номер цикла	Число ядер, 10^{20} ядер/см							
	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	$^{242\text{m}}\text{Am}$	^{242}Cm	^{245}Cm	ПД
1	0,489	0,128	0,0168	0,658	0,0855	2,21	0,0261	0,620
2	1,35	0,695	0,138	0,970	0,0484	1,16	0,0618	1,88
3	1,35	0,995	0,245	1,24	0,0380	0,929	0,117	2,28
4	1,44	1,32	0,358	1,55	0,0356	0,880	0,175	2,77
5	1,46	1,50	0,431	1,88	0,0352	0,870	0,237	3,04
6	1,46	1,51	0,432	2,21	0,0351	0,868	0,263	3,22
7	1,47	1,67	0,497	2,52	0,0351	0,869	0,367	3,35
8	1,47	1,70	0,511	2,81	0,0351	0,869	0,434	3,48
9	1,47	1,73	0,519	3,07	0,0351	0,869	0,500	3,56
10	1,47	1,74	0,525	3,31	0,0351	0,869	0,563	3,64

В таблице 4 представлены массовые характеристики и мощность в расчете на 1 см высоты ТВС в первых десяти циклах трансмутации: для топлива - добавляемая за один цикл масса ^{235}U ΔM_{235} , полная масса урана в начале цикла M_U , масса продуктов деления, накапливающихся за один цикл ПД_{топ}, средняя мощность $P_{\text{топ}}$, для мишени - добавляемая за один цикл масса актинидов ΔM_{Ac} , полная масса актинидов в начале цикла M_{Ac} , масса продуктов деления за один цикл ПД_{миш}, средняя мощность $P_{\text{миш}}$, общая мощность, выделяемая в топливе и мишени P .

Представленные данные показывают, что количество урана в топливе от цикла к циклу меняется мало, однако количество ^{235}U за 10 циклов уменьшается в 2 раза (см. табл. 1). Масса актинидов в мишени за 10 циклов возрастает в 2 раза. Доля общей мощности, выделяемая в мишени, возрастает от 14% во втором цикле до 37% в десятом цикле.

Характеристики производительности трансмутационного реактора представлены в таблице 5. Данные за первый год относятся к первому, второму и части (около 20%) третьего цикла. Данные за четвертый год относятся к восьмому-десятому циклам, общая продолжительность которых составляет 1,06 года. Расход ^{235}U и количество актинидов, вовлекаемых в трансмутацию за первый год, в 1,8 раза больше, чем за четвертый год, поскольку в первый цикл ^{235}U и актиниды загружаются в пустой реактор, а в последующие циклы они добавляются в меньшем количестве. Для вовлечения в трансмутацию 1 кг актинидов требуется израсходовать 2,1 кг ^{235}U в первый год и 1,9 кг ^{235}U в четвертый год трансмутации. Эти данные хорошо совпадают с аналогичными данными для трансмутации америция и кюрия без трансмутации нептуния [6]. За четвертый год трансмутируются актиниды из годовой выгрузки 3,7 реакторов ВВЭР. Это примерно вдвое меньше, чем при трансмутации

только америция и кюрия без трансмутации нептуния. Заметим, что количество нептуния в отработавшем топливе ВВЭР примерно равно суммарному количеству америция и кюрия. Эти результаты показывают, что трансмутация как нептуния так и америция и кюрия требует одинаковых расходов урана.

Таблица 4. Массы нуклидов и мощность

Номер цикла	Массы, г						Мощность, кВт		
	ΔM_{235}	M_U	ПД _{топ}	ΔM_{Ac}	M_{Ac}	ПД _{миш}	$P_{топ}$	$P_{миш}$	P
1	0,930	4,59	0,508	0,547	0,547	0,0246	2,96	0,147	3,11
2	0,544	4,57	0,473	0,159	0,695	0,0746	2,68	0,432	3,11
3	0,504	4,55	0,439	0,159	0,744	0,0906	2,57	0,545	3,11
4	0,464	4,53	0,405	0,159	0,824	0,110	2,43	0,675	3,11
5	0,439	4,49	0,371	0,159	0,885	0,121	2,34	0,776	3,11
6	0,385	4,44	0,339	0,159	0,937	0,128	2,24	0,866	3,11
7	0,358	4,41	0,316	0,159	0,983	0,133	2,18	0,939	3,11
8	0,330	4,37	0,294	0,159	1,03	0,138	2,09	1,01	3,11
9	0,303	4,33	0,272	0,159	1,07	0,141	2,02	1,08	3,11
10	0,275	4,28	0,251	0,159	1,10	0,145	1,95	1,15	3,11

Таблица 5. Общие характеристики трансмутационного реактора

Характеристика	Первый год	Четвертый год
Загрузка ^{235}U , кг	298-258	169-140
Загрузка урана, кг	1476-1463	1392-1376
Расход ^{235}U , кг/год	506	276
Расход трансмутируемых актинидов, кг/год	237	145
Число обслуживаемых реакторов ВВЭР	6	3,7

РАДИОТОКСИЧНОСТЬ ПРИ ЦИКЛИЧЕСКОЙ ТРАНСМУТАЦИИ

Радиотоксичность является мерой радиологической опасности нуклидов, накапливающихся при трансмутации. Она основана на нормах радиационной безопасности [10], и учитывает воздействие излучения конкретных нуклидов на человеческий организм.

В таблице 6 представлены общая радиотоксичность актинидов в мишенях по воде (использующая предельно допустимые активности нуклидов в воде) и вклад наиболее значимых нуклидов в начале и конце первых 10 циклов трансмутации в расчете на 1 см высоты ТВС. В общую радиотоксичность не включается вклад от носительно короткоживущего ^{242}Cm .

Представленные данные показывают, что в течение первых десяти циклов трансмутации суммарная радиотоксичность в каждом цикле уменьшается довольно слабо, а между циклами возрастает за счет подпитки новыми актинидами и перехода ^{242}Cm в ^{238}Pu . Наибольший вклад в радиотоксичность дает ^{244}Cm , причем он возрастает в течение всех десяти циклов трансмутации из-за дополнительного образования ^{244}Cm из ^{243}Am и в промежутках между циклами за счет подпитки. Радиотоксичность ^{238}Pu стабилизируется после 2-3 цикла, она немного убывает в течение цикла и возрастает между циклами за счет перехода ^{242}Cm в ^{238}Pu . Вклад ^{238}Pu в несколько раз меньше, чем вклад ^{244}Cm . Небольшой вклад дает ^{241}Am . Радиотоксичности других нуклидов, в частности ^{237}Np , существенно ниже общей радиотоксичности.

сичности. Суммарная радиотоксичность в конце десятого цикла в 8,7 раза выше, чем в начале первого цикла.

Т а б л и ц а 6. Радиотоксичность по воде при трансмутации, 10^{10} кг воды

Номер цикла	Общая		^{241}Am		^{238}Pu		^{244}Cm	
	Начало	Конец	Начало	Конец	Начало	Конец	Начало	Конец
1	7,7	16,9	4,29	0,94	0	8,6	3,38	6,64
2	28,3	26,8	2,25	0,50	15,8	14,7	7,57	10,7
3	31,9	32,0	1,80	0,40	16,7	13,9	12,5	16,7
4	38,1	37,6	1,70	0,38	17,7	14,2	17,6	21,8
5	43,5	42,8	1,68	0,37	17,9	14,3	22,7	26,9
6	48,7	47,8	1,68	0,37	17,9	14,3	27,8	31,9
7	53,8	53,0	1,68	0,37	17,9	14,3	32,8	36,9
8	58,9	58,0	1,68	0,37	17,9	14,3	37,9	41,9
9	63,9	63,0	1,68	0,37	17,9	14,3	42,9	64,9
10	68,0	67,1	1,68	0,37	17,9	14,3	47,0	51,0

ВЫХОД В РАВНОВЕСНЫЙ РЕЖИМ

При многоцикловой трансмутации актинидов равновесный циклический режим устанавливается в течение длительного времени. Переход к равновесному состоянию удобно проследить для простейшего режима облучения в постоянном потоке нейтронов при непрерывной подпитке актинидами. В таблице 7 представлены числа ядер нуклидов на 1 см высоты ТВС при непрерывной подпитке изотопами нептуния, америция и кюрия. Плотность потока нейтронов $1,07 \cdot 10^{14}$ нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$. Скорость непрерывной подпитки и ее изотопный состав соответствуют циклической подпитке, принятой в предыдущих разделах.

Т а б л и ц а 7. Число ядер нуклидов при выходе в равновесный режим с непрерывной подпиткой, 10^{20} ядер/см

T, лет	^{237}Np	^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu	^{243}Cm	^{244}Cm	^{245}Cm
0	6,3	0	0	0	0	0	0	0,325	0
1	5,86	3,81	1,32	0,714	0,152	1,14	0,150	1,47	0,0864
2	5,62	4,01	1,61	1,53	0,429	1,80	0,227	2,69	0,225
5	5,43	3,66	1,47	1,74	0,523	3,55	0,269	6,13	0,692
10	5,40	3,65	1,45	1,82	0,550	4,70	0,277	10,7	1,35
20	5,41	3,64	1,45	1,94	0,584	5,27	0,278	14,7	1,97
50	5,41	3,64	1,46	1,97	0,595	5,42	0,278	16,0	2,18
100	5,40	3,65	1,45	1,97	0,594	5,41	0,277	16,0	2,18

Для нептуния равновесие наступает в течение 5-10 лет. Изотопы америция (в таблице не представлены) приходят к равновесию за 2 года. Равновесное число ядер ^{241}Am $1,10 \cdot 10^{20}$ ядер/см, $^{242\text{m}}\text{Am}$ - $4,74 \cdot 10^{18}$ ядер/см, ^{243}Am - $4,0 \cdot 10^{20}$ ядер/см, время выхода в равновесие около 20 лет. Изотопы плутония приходят к равновесному состоянию за 5-10 лет, ^{244}Cm - за 50 лет, ^{245}Cm - за 50 лет. Равновесное число ядер ^{244}Cm в 11 раз превышает его накопление за первый год и в 1,5 превышает накопление за 10 лет. Равновесное количество ^{238}Pu в 4,4 раза меньше, чем ^{244}Cm . При подпитке, включающей нептуний, время выхода изотопов плутония в равновесие

примерно вдвое короче, чем при подпитке только изотопами америция и кюрия [6], когда ^{238}Pu образовывался из ^{241}Am через промежуточный ^{242}Cm .

В таблице 8 представлены значения радиотоксичности по воде при выходе в равновесный режим. Общая радиотоксичность определяется в основном ^{244}Cm . Время выхода в равновесие примерно 50 лет. Значения общей радиотоксичности для режима с непрерывной подпиткой хорошо согласуются с данными для десятого цикла при циклической трансмутации (таблица 6).

Т а б л и ц а 8. Радиотоксичность по воде при выходе в равновесный режим с непрерывной подпиткой, 1010 кг воды

T, лет	Общая	^{238}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{241}Am	^{243}Am	^{243}Cm	^{244}Cm	^{245}Cm
1	33,1	15,9	0,0428	0,0800	0,921	0,0821	1,24	14,8	0,0034
2	47,0	16,8	0,0918	0,226	0,811	0,0920	1,88	27,2	0,0088
5	80,8	15,3	0,104	0,275	0,811	0,124	2,23	61,9	0,0271
10	127	15,3	0,109	0,289	0,811	0,154	2,30	108	0,0529
20	167	15,2	0,116	0,307	0,811	0,168	2,30	148	0,0772
50	181	15,2	0,118	0,313	0,811	0,172	2,30	162	0,0855
100	181	15,3	0,118	0,312	0,811	0,172	2,30	162	0,0855

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Исследование циклических режимов трансмутации нептуния, америция и кюрия показало, что добавление нептуния в подпитку актинидами влияет на режим трансмутации по сравнению с подпиткой только изотопами америция и кюрия [6]. При подпитке, не содержащей нептуний [6], ^{238}Pu образовывался из ^{241}Am через промежуточный ^{242}Cm . Из него далее образуются делящиеся изотопы ^{239}Pu и ^{241}Pu . При подпитке, включающей нептуний, ^{238}Pu образуется по обоим каналам, из ^{241}Am и прямо из ^{237}Np . Поэтому больше накапливаются делящиеся изотопы в мишени с трансмутируемыми нуклидами. Это приводит к следующему: доля общей мощности, выделяющаяся в мишенях, больше, длительность кампании больше, выгорание ^{235}U глубже, чем при подпитке, не содержащей нептуний.

Однако это не повлияло существенным образом на расходные характеристики режимов трансмутации. Для трансмутации 1 кг актинидов, содержащих или не содержащих нептуний, требуется примерно одинаковый расход ^{235}U . Напомним, что количество нептуния в отработавшем топливе ВВЭР примерно равно суммарному количеству америция и кюрия. Если трансмутационный реактор мощностью 1000 МВт может трансмутировать америций и кюрий без нептуния от 7-8 реакторов ВВЭР, то америций и кюрий вместе с нептунием - только от 3,7 реакторов ВВЭР.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Киселев Г.В., Мырцымова Л.А. Условия трансмутации плутония, америция, кюрия в ядерных установках. Атомная энергия, 2000, т. 89, вып.2, с.150-155.
2. Galanin A.D., Gerasimov A.S., Zaritskaya T.S., et al. Multicycle modes of the weapon plutonium deep burning in blanket of accelerator-driven systems. In: Proc. of the Second Intern. Conference on Accelerator-Driven Technologies and Applications, Kalmar, Sweden, 1996, vol.2, p.839-842.

3. Бергельсон Б.Р., Галанин А.Д., Герасимов А.С. и др. О необходимости разработки тяжеловодного blankets ЭЛЯУ с высокой плотностью потока нейтронов. Доклады конференции "Усовершенствованные тяжеловодные реакторы" (Москва, 18-20 ноября 1997 г.). М., 1998, с.139-160.
4. Бергельсон Б.Р., Балюк С.А. Эффективность трансмутации долгоживущей радиотоксичности в разных ядерных установках. Атомная энергия, 1996, т.81, вып.1, с.66-68.
5. Bergelson B., Balyuk S., Kulikov G., Shmelev A. Transmutation of minor actinides in different nuclear facilities. In: Proceedings of the International workshop "Nuclear methods for transmutation of nuclear waste", Dubna, Russia, May 29-31, 1996, World Scientific Publishing Co. Pte. Ltd., pp.67-76.
6. Герасимов А.С., Зарицкая Т.С., Киселев Г.В., Мырцымова Л.А. Циклический режим трансмутации младших актинидов в тяжеловодном реакторе. ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов, 2001, вып.3, с.3-10.
7. Михайлов В.М., Мырцымова Л.А. Гетерогенный расчет реактора ТВР-М. М., Препринт ИТЭФ, 1985, №15.
8. Бурмистров А.Я., Кочуров Б.П. Пространственно-энергетическое распределение нейтронов в цилиндрической ячейке реактора. Препринт ИТЭФ-107, М., 1978.
9. Колобашкин В.М., Рубцов П.М., Ружанский П.А., Сидоренко В.Д. Радиационные характеристики облученного ядерного топлива. Справочник. М., Энергоатомиздат, 1983.
10. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). М., Минздрав России, 1999.

Статья поступила в редакцию 20 сентября 2002 г.
 Вопросы атомной науки и техники.
 Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с. 23-31

УДК 621.039

НАКОПЛЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ НУКЛИДОВ ПРИ АКТИВАЦИИ НЕЙТРОНАМИ СВИНЦОВОЙ И СВИНЦОВО-ВИСМУТОВОЙ МИШЕНИ ЭЛЕКТРОЯДЕРНОЙ УСТАНОВКИ

*А.И. Воловик, А.С. Герасимов, Г.В. Киселев, Т.С. Зарицкая, В.Д. Чернецкий
 Институт теоретической и экспериментальной физики*

Рассчитаны накопление радиоактивных нуклидов и радиационные характеристики свинцовой и свинцово-висмутовой нейтронопроизводящей мишени электроядерной установки при активации низкоэнергетическими нейтронами, приходящими в мишень из окружающего размножающего blankets, и высокоэнергетическими нейтронами, образующимися в самой мишени. Проведено сравнение с активацией протонами от падающего протонного пучка.

ACCUMULATION OF RADIOACTIVE NUCLIDES IN NEUTRON ACTIVATION OF LEAD AND LEAD-BISMUTH TARGET OF ACCELERATOR-DRIVEN SYSTEM. A.I. VOLOVIK, A.S. GERASIMOV, G.V. KISELEV, T.S. ZARITSKAYA, V.D. CHERNETSKY. Accumulation of radioactive nuclides and radiation characteristics of lead and lead-bismuth neutron-producing target of accelerator-driven system are calculated for activation by low-energy neutrons from surrounding multiplying blanket and by high-energy neutrons from a target itself. Results are compared with those at activation by protons of incident proton beam.

ВВЕДЕНИЕ

Нейтронопроизводящая мишень является одной из главных частей электроядерной установки. Исследование активации нейтронопроизводящей мишени представляет большой интерес с точки зрения обеспечения радиационной безопасности при эксплуатации электроядерного комплекса, проведении ремонтно - профилактических работ и обращении с отработавшей мишенью. Подавляющая часть новых нуклидов образуется в результате развития адронного каскада при падении протонов в мишень. Однако кроме протонов, мишень подвергается также облучению нейтронами, произведенными в самой мишени, и нейтронами, приходящими из подкритического blankets, окружающего мишень. Полная оценка процессов образования нуклидов в облучаемой мишени является весьма сложной задачей. Мы ограничимся исследованием процессов, происходящих под действием нейтронов. Активации протонами рассматривалась другими авторами в [1]. Сравнение радиационных характеристик мишени, обусловленных протонами, с радиационными характеристиками, складывающимися под действием нейтронов, позволяет оценить относительную значимость тех и других активирующих факторов.

В статье исследуется образование новых радионуклидов в свинцовой и свинцово-висмутовой мишени под действием нейтронов, образующихся в мишени и blankets. Свинцовая мишень имеет природный изотопный состав. Свинцово-висмутовая мишень содержит 44,5% свинца и 55,5% висмута природного изотопного состава. Такая композиция обеспечивает низкую температуру плавления и оказывается подходящей для использования в качестве жидкометаллической мишени.

Ранее в [2, 3] проводилось аналогичное исследование образования нуклидов в вольфрамовой и хлоридно-солевой нейтронопроизводящей мишени. Там подробно обсуждалась методика расчетов и условия облучения нейтронами, приходящими из blankets, и собственными нейтронами мишени.

Нейтроны, рождающиеся в самой мишени, имеют энергии в среднем порядка 2-10 МэВ, однако их спектр продолжается до существенно более высоких энергий. Средняя по объему мишени плотность потока высокоэнергетических нейтронов составляет примерно 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$ при энергии протонов 1 ГэВ и токе пучка 10 мА.

Потоки и спектр нейтронов, приходящих на мишень из blankets, характерны для обычных реакторов. Для обычных blankets на тепловых нейтронах плотность потока нейтронов составляет $10^{13} - 10^{14}$ нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$, а для высокопоточных blankets может достигать нескольких единиц на 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$.

При облучении свинцовой и свинцово-висмутовой мишени с характерными размерами в несколько десятков сантиметров эффекты самоэкранировки мишени для тепловых нейтронов весьма слабы, они не приводят к пространственной неравномерности потоков тепловых и резонансных нейтронов.

Радиационными характеристиками являются активность нуклидов Q, радиотоксичность по воде РТ и производство QГ, дающее радиационную мощность дозы излучения активированной мишени. Радиотоксичность определяет радиологическую опасность при разрушении мишени и попадании ее фрагментов в окружающую среду.

щую среду. Радиационная мощность дозы определяет радиационную опасность при обращении с мишенью. Радиотоксичность вычислялась по предельно допустимым активностям нуклидов в воде [4]. При вычислении QГ, представляющей сумму $Q_i \Gamma_i$ по радиоактивным нуклидам, использовались значения гамма-постоянных Γ_i из [5, 6].

Радиационные характеристики облученной мишени определяются главным образом двумя нуклидами: ^{204}Tl ($T_{1/2} = 3,784$ года) и альфа-радиоактивным ^{210}Po (138 сут.). ^{204}Tl образуется из ^{204}Pb по пороговой реакции (n,p) при облучении высокоэнергетическими нейтронами. ^{210}Po образуется из ^{209}Bi , имеющегося в свинцово-висмутовой мишени, и из ^{208}Pb через промежуточный ^{209}Bi .

АКТИВАЦИЯ ТЕПЛОВЫМИ НЕЙТРОНАМИ

При расчетах образования нуклидов под действием тепловых нейтроновblankета скорости реакций вычислялись по значениям тепловых сечений σ_i и резонансных интегралов I_i [7] и периодов полураспада [8] для заданных значений плотности потока тепловых нейтронов Φ и жесткости спектра γ . Рассматривались три значения плотности потока $\Phi = 10^{14}$, $3 \cdot 10^{14}$ и 10^{15} нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$ и значение $\gamma=0,4$, соответствующее легководному blanketу. Время облучения 1 год.

В таблице 1 представлены средние по объему мишени концентрации нуклидов в свинцовой мишени в начале и конце облучения. Они нормированы на одно ядро свинца в начале облучения. В таблице 2 представлены концентрации нуклидов в свинцово-висмутовой мишени. Они нормированы на одно ядро исходной композиции нуклидов в начале облучения. В таблице 2 и следующих таблицах не приводятся концентрации стабильного ^{205}Tl и $^{210\text{m}}\text{Bi}$, имеющего период полураспада $3 \cdot 10^6$ лет, поскольку они образуются в незначительных количествах и не оказывают влияния на радиационные характеристики мишеней.

Т а б л и ц а 1. Концентрации нуклидов при облучении свинцовой мишени тепловыми нейтронами

Нуклид	Начало облучения	Φ , нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$		
		10^{14}	$3 \cdot 10^{14}$	10^{15}
^{204}Pb	0,0143	0,0142	0,0140	0,0137
^{205}Pb	0	$6,57 \cdot 10^{-5}$	$1,95 \cdot 10^{-4}$	$6,44 \cdot 10^{-4}$
^{206}Pb	0,242	0,241	0,241	0,241
^{207}Pb	0,221	0,220	0,218	0,215
^{208}Pb	0,523	0,524	0,526	0,529
^{205}Tl	0	$1,52 \cdot 10^{-12}$	$4,55 \cdot 10^{-12}$	$1,49 \cdot 10^{-11}$
^{209}Bi	0	$2,15 \cdot 10^{-6}$	$6,45 \cdot 10^{-6}$	$2,15 \cdot 10^{-5}$
$^{210\text{m}}\text{Bi}$	0	$1,06 \cdot 10^{-10}$	$9,54 \cdot 10^{-10}$	$1,06 \cdot 10^{-8}$
^{210}Po	0	$1,57 \cdot 10^{-10}$	$1,41 \cdot 10^{-9}$	$1,58 \cdot 10^{-8}$

Т а б л и ц а 2. Концентрации нуклидов при облучении свинцово-висмутовой мишени тепловыми нейтронами

Нуклид	Начало облучения	Ф, нейтр/(см ² с)		
		10 ¹⁴	3 · 10 ¹⁴	10 ¹⁵
²⁰⁴ Pb	6,4 · 10 ⁻³	6,4 · 10 ⁻³	6,3 · 10 ⁻³	6,1 · 10 ⁻³
²⁰⁵ Pb	0	2,94 · 10 ⁻⁵	8,79 · 10 ⁻⁵	2,88 · 10 ⁻⁴
²⁰⁶ Pb	0,107	0,107	0,107	0,107
²⁰⁷ Pb	0,0983	0,0981	0,0970	0,0959
²⁰⁸ Pb	0,233	0,233	0,234	0,235
²⁰⁹ Pb	0,555	0,555	0,554	0,553
²¹⁰ Po	0	6,31 · 10 ⁻⁵	1,89 · 10 ⁻⁴	6,30 · 10 ⁻⁴

АКТИВАЦИЯ БЫСТРЫМИ НЕЙТРОНАМИ

При расчетах образования нуклидов под действием высокоэнергетических нейтронов, рожденных в самой мишени, учитывались пороговые реакции. Для простоты рассматривалось облучение моноэнергетическими нейтронами с энергией 10 МэВ при плотности потока $\phi = 10^{15}$, $3 \cdot 10^{15}$ и 10^{16} нейтр./(см²с), что примерно соответствует току протонного пучка 10, 30 и 100 мА при энергии протонов 1 ГэВ. Время облучения 1 год. Значения нейтронных сечений взяты из библиотеки сечений [9].

В таблице 3 представлены концентрации нуклидов в свинцовой мишени, в таблице 4 — концентрации нуклидов в свинцово-висмутовой мишени. Они нормированы на одно ядро в начале облучения.

Т а б л и ц а 3. Концентрации нуклидов при облучении свинцовой мишени нейтронами с энергией 10 МэВ

Нуклид	Начало облучения	φ, нейтр/(см ² с)		
		10 ¹⁵	3 · 10 ¹⁵	10 ¹⁶
²⁰⁴ Pb	0,0143	0,0143	0,0143	0,0143
²⁰⁴ Tl	0	2,47 · 10 ⁻⁷	7,42 · 10 ⁻⁷	2,47 · 10 ⁻⁶
²⁰⁶ Pb	0,242	0,241	0,241	0,241
²⁰⁷ Pb	0,221	0,221	0,221	0,221
²⁰⁸ Pb	0,523	0,523	0,523	0,523
²⁰⁹ Pb	0	2,81 · 10 ⁻⁵	8,42 · 10 ⁻⁵	2,80 · 10 ⁻⁴
²¹⁰ Po	0	5,23 · 10 ⁻¹⁰	4,71 · 10 ⁻⁹	5,23 · 10 ⁻⁸

Т а б л и ц а 4. Концентрации нуклидов при облучении свинцово-висмутовой мишени нейтронами с энергией 10 МэВ

Нуклид	Начало облучения	φ, нейтр/(см ² с)		
		10 ¹⁵	3 · 10 ¹⁵	10 ¹⁶
²⁰⁴ Pb	6,4 · 10 ⁻³	6,4 · 10 ⁻³	6,4 · 10 ⁻³	6,4 · 10 ⁻³
²⁰⁴ Tl	0	1,11 · 10 ⁻⁷	3,33 · 10 ⁻⁷	1,11 · 10 ⁻⁶
²⁰⁶ Pb	0,107	0,107	0,107	0,107
²⁰⁷ Pb	0,0983	0,0983	0,0983	0,0983
²⁰⁸ Pb	0,233	0,233	0,233	0,233
²⁰⁹ Pb	0,555	0,555	0,554	0,553
²¹⁰ Po	0	1,61 · 10 ⁻⁵	4,83 · 10 ⁻⁵	1,61 · 10 ⁻⁴

Также как при облучении тепловыми нейтронами, концентрация ^{210}Po в свинцовой мишени зависит от плотности потока квадратично, в свинцово-висмутовой мишени — линейно. Концентрация ^{204}Tl также зависит линейно от плотности потока, поскольку он образуется из ^{204}Pb путем однократного захвата нейтрона.

РАДИАЦИОННЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ОБЛУЧЕННЫХ МИШЕНЕЙ

В таблице 5 представлены значения активности Q , радиотоксичности RT и радиационной мощности дозы $Q\Gamma$ свинцовой мишени, облученной тепловыми нейтронами с последующей выдержкой в течение 0 (сразу после облучения), 0,5 и 2 года. В таблице 6 приведены аналогичные данные для свинцово-висмутовой мишени. В таблицах 7, 8 представлены такие же данные для облучения 10 МэВ-ными нейтронами. Данные соответствуют плотности потока тепловых нейтронов $3 \cdot 10^{14}$ нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$ или 10 МэВ-ных нейтронов — $3 \cdot 10^{15}$ нейтр./ $(\text{см}^2\text{с})$. Они нормированы на 1 г мишени.

Таблица 5. Радиационные характеристики свинцовой мишени при облучении тепловыми нейтронами

Нуклид	Время выдержки, лет		
	0	0,5	2
Активность, Ки/г			
^{205}Pb	$2,78 \cdot 10^{-8}$	$2,78 \cdot 10^{-8}$	$2,78 \cdot 10^{-8}$
^{210}Po	$6,42 \cdot 10^{-6}$	$2,58 \cdot 10^{-6}$	$1,66 \cdot 10^{-7}$
Всего	$6,45 \cdot 10^{-6}$	$2,61 \cdot 10^{-6}$	$1,94 \cdot 10^{-7}$
Радиационная мощность дозы, $\text{P} \cdot \text{см}^2/(\text{г} \cdot \text{ч})$			
^{210}Po	$3,53 \cdot 10^{-7}$	$1,42 \cdot 10^{-7}$	$9,11 \cdot 10^{-9}$
Всего	$3,53 \cdot 10^{-7}$	$1,42 \cdot 10^{-7}$	$9,11 \cdot 10^{-9}$
Радиотоксичность, л/г			
^{205}Pb	2,06	2,06	2,06
^{210}Po	$1,98 \cdot 10^6$	$7,96 \cdot 10^5$	$5,12 \cdot 10^4$
Всего	$1,98 \cdot 10^6$	$7,96 \cdot 10^5$	$5,12 \cdot 10^4$

Таблица 6. Радиационные характеристики свинцово-висмутовой мишени при облучении тепловыми нейтронами

Нуклид	Время выдержки, лет		
	0	0,5	2
Активность, Ки/г			
^{205}Pb	$1,25 \cdot 10^{-8}$	$1,25 \cdot 10^{-8}$	$1,25 \cdot 10^{-8}$
^{210}Po	0,863	0,346	0,0223
Всего	0,863	0,346	0,0223
Радиационная мощность дозы, $\text{P} \cdot \text{см}^2/(\text{г} \cdot \text{ч})$			
^{210}Po	0,0475	0,0190	$1,22 \cdot 10^{-3}$
Всего	0,0475	0,0190	$1,22 \cdot 10^{-3}$
Радиотоксичность, л/г			
^{205}Pb	0,93	0,93	0,93
^{210}Po	$2,66 \cdot 10^{11}$	$1,07 \cdot 10^{11}$	$6,88 \cdot 10^9$
Всего	$2,66 \cdot 10^{11}$	$1,07 \cdot 10^{11}$	$6,88 \cdot 10^9$

Т а б л и ц а 7. Радиационные характеристики свинцовой мишени при облучении нейтронами с энергией 10 МэВ

Нуклид	Время выдержки, лет		
	0	0,5	2
Активность, Ки/г			
²⁰⁴ Tl	$3,37 \cdot 10^{-4}$	$3,08 \cdot 10^{-4}$	$2,34 \cdot 10^{-4}$
²¹⁰ Po	$2,14 \cdot 10^{-5}$	$8,57 \cdot 10^{-6}$	$5,52 \cdot 10^{-7}$
Всего	$3,58 \cdot 10^{-4}$	$3,17 \cdot 10^{-4}$	$2,35 \cdot 10^{-4}$
Радиационная мощность дозы, Р · см ² /(г · ч)			
²⁰⁴ Tl	$1,65 \cdot 10^{-3}$	$1,51 \cdot 10^{-3}$	$1,15 \cdot 10^{-3}$
²¹⁰ Po	$1,17 \cdot 10^{-6}$	$4,69 \cdot 10^{-7}$	$3,02 \cdot 10^{-8}$
Всего	$1,65 \cdot 10^{-3}$	$1,51 \cdot 10^{-3}$	$1,15 \cdot 10^{-3}$
Радиотоксичность, л/г			
²⁰⁴ Tl	$1,04 \cdot 10^5$	$9,51 \cdot 10^4$	$7,22 \cdot 10^4$
²¹⁰ Po	$6,60 \cdot 10^6$	$2,65 \cdot 10^6$	$1,70 \cdot 10^5$
Всего	$6,70 \cdot 10^6$	$2,75 \cdot 10^6$	$2,42 \cdot 10^5$

Т а б л и ц а 8. Радиационные характеристики свинцово-висмутовой мишени при облучении нейтронами с энергией 10 МэВ

Нуклид	Время выдержки, лет		
	0	0,5	2
Активность, Ки/г			
²⁰⁴ Tl	$1,51 \cdot 10^{-4}$	$1,38 \cdot 10^{-4}$	$1,05 \cdot 10^{-4}$
²¹⁰ Po	0,218	0,0878	$5,63 \cdot 10^{-3}$
Всего	0,218	0,0879	$5,73 \cdot 10^{-3}$
Радиационная мощность дозы, Р · см ² /(г · ч)			
²⁰⁴ Tl	$7,40 \cdot 10^{-4}$	$6,75 \cdot 10^{-4}$	$5,13 \cdot 10^{-4}$
²¹⁰ Po	0,0120	$4,82 \cdot 10^{-3}$	$3,10 \cdot 10^{-4}$
Всего	0,0128	$5,50 \cdot 10^{-3}$	$8,23 \cdot 10^{-4}$
Радиотоксичность, л/г			
²⁰⁴ Tl	$4,66 \cdot 10^4$	$4,26 \cdot 10^4$	$3,24 \cdot 10^4$
²¹⁰ Po	$6,73 \cdot 10^{10}$	$2,71 \cdot 10^{10}$	$1,71 \cdot 10^9$
Всего	$6,73 \cdot 10^{10}$	$2,71 \cdot 10^{10}$	$1,71 \cdot 10^9$

Представленные данные показывают, что при облучении тепловыми нейтронами как свинцовой, так и свинцово-висмутовой мишени радиотоксичность и радиационная мощность дозы обусловлены нуклидом ²¹⁰Po. При облучении высокоэнергетическими нейтронами свинцовой мишени радиационная мощность дозы определяется нуклидом ²⁰⁴Tl, радиотоксичность - ²¹⁰Po. В свинцово-висмутовой мишени радиационная мощность дозы и радиотоксичность определяются нуклидом ²¹⁰Po.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Полученные данные позволяют сравнить влияние тепловых нейтронов из blankets, быстрых нейтронов от самой мишени, а также протонов от протонного пучка [1] на активацию мишени. В [1] вычислялись активности нуклидов в свинцовой и свинцово-висмутовой мишени при облучении протонным пучком с энергией 800

МэВ и током 30 мА в течение 1 года. Значения радиотоксичности и радиационной мощности дозы, вычисленные по данным из [1], приведены в таблицах 9, 10.

Т а б л и ц а 9. Радиационные характеристики свинцовой мишени при облучении протонами

Нуклид	Время выдержки, лет			
	0,5		2	
	QГ, P·см ² /(г·ч)	RT, л/г	QГ, P·см ² /(г·ч)	RT, л/г
¹⁹³ Pt	0	1,01·10 ⁴	0	1,00·10 ⁴
¹⁹⁴ Hg	0	1,79·10 ⁶	0	1,78·10 ⁶
¹⁹⁴ Au	0,729	1,47·10 ⁴	0,723	1,46·10 ⁴
¹⁹⁵ Au	23,1	3,97·10 ⁶	3,00	5,17·10 ⁵
²⁰⁴ Tl	0,0941	5,93·10 ⁶	0,0696	4,38·10 ⁶
²⁰⁷ Bi	1,37	5,56·10 ⁴	1,34	5,42·10 ⁴
²¹⁰ Po	3,34·10 ⁻⁸	1,88·10 ⁵	2,15·10 ⁻⁹	1,21·10 ⁴
Всего	25,3	1,20·10 ⁷	5,14	6,77·10 ⁶

Т а б л и ц а 10. Радиационные характеристики свинцово-висмутовой мишени при облучении протонами

Нуклид	Время выдержки, лет			
	0,5		2	
	QГ, P·см ² /(г·ч)	RT, л/г	QГ, P·см ² /(г·ч)	RT, л/г
¹⁹³ Pt	0	8,66·10 ³	0	8,43·10 ³
¹⁹⁴ Hg	0	1,45·10 ⁶	0	1,45·10 ⁶
¹⁹⁴ Au	0,590	1,19·10 ⁴	0,590	1,19·10 ⁴
¹⁹⁵ Au	18,6	3,19·10 ⁶	2,39	4,11·10 ⁵
²⁰⁴ Tl	0,0451	2,84·10 ⁶	0,0344	2,17·10 ⁶
²⁰⁷ Bi	131	5,29·10 ⁶	127	5,15·10 ⁶
²¹⁰ Po	6,16·10 ⁻⁴	3,46·10 ⁹	3,92·10 ⁻⁵	2,20·10 ⁸
Всего	150	3,47·10 ⁹	130	2,29·10 ⁸

Как показывают весьма приближенные оценки, можно считать, что току протонного пучка 30 мА при энергии протонов 800 МэВ по порядку величины соответствует плотность потока быстрых нейтронов от мишени $3 \cdot 10^{15}$ нейтр./(см²с) и тепловых нейтронов от бланкета $3 \cdot 10^{14}$ нейтр./(см²с). Таким образом, мы можем прямо сравнивать данные таблиц 5-9.

При облучении свинцовой мишени наибольшую активацию дает протонный пучок. Обусловленная им радиотоксичность в несколько раз выше, чем вызванная быстрыми нейтронами самой мишени, и на порядок выше, чем созданная тепловыми нейтронами бланкета. Радиационная мощность дозы более чем на три порядка выше, чем вызванная нейтронами. Наибольший вклад в радиотоксичность дает ²⁰⁴Tl ($T_{1/2} = 3,78$ лет), наибольший вклад в радиационную мощность дозы дает ¹⁹⁵Au ($T_{1/2} = 0,5$ года).

При облучении свинцово-висмутовой мишени протонный пучок определяет радиационную мощность дозы активированной мишени. Она на 4 порядка выше, чем созданная нейтронами. Наибольший вклад в радиационную мощность дозы дает ²⁰⁷Bi ($T_{1/2} = 38$ лет). Радиотоксичность определяется облучением тепловыми нейтронами от бланкета. Она в несколько раз выше, чем радиотоксичность за счет быст-

рых нейтронов самой мишени, и на два порядка выше, чем за счет протонного пучка. Важная роль тепловых нейтронов при облучении свинцово-висмутовой мишени объясняется нуклидом ^{210}Po , который существенно больше образуется при облучении висмута тепловыми нейтронами, чем при облучении быстрыми нейтронами или при развитии адронного каскада.

Абсолютные значения радиационной мощности дозы при выдержке в несколько лет показывают, что остаточное излучение мишени довольно сильное. При обращении с облученной мишенью требуются специальные меры радиационной защиты.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Shubin Yu.N., Ignatyuk A.V., Konobeev A.Yu., Lunev V.P. The analyses of long-lived radioactivity in lead and lead-bismuth targets. Proc. of Intern. Conf. on Evaluation of Emerging Nuclear Fuel Cycle Systems, Global'95, Versailles, France, September 11-14, 1995, pp.1522-1529.
2. Воловик А.И., Герасимов А.С., Киселев Г.В., Зарицкая Т.С., Чернецкий В.Д. Накопление радиоактивных нуклидов при активации нейтронами хлоридно-солевой мишени электроядерной установки. - ВАНТ. Сер. Физика ядерных реакторов, 2001, вып.3, с. 10-15.
3. Воловик А.И., Герасимов А.С., Киселев Г.В., Зарицкая Т.С. Накопление радиоактивных нуклидов при активации нейтронами вольфрамовой мишени электроядерной установки. - ВАНТ. Сер.: Физика ядерных реакторов, 2000, вып.1, с. 45-50.
4. Нормы радиационной безопасности (НРБ-99). Минздрав России, 1999.
5. Гусев Н.Г., Дмитриев П.П. Квантовое излучение радиоактивных нуклидов: Справочник. М.: Атомиздат, 1977.
6. Хольнов Ю.Г., Чечев В.П., Камынов Ш.В. и др. Характеристики излучений радиоактивных нуклидов, применяемых в народном хозяйстве. Справочник. М.: Атомиздат, 1980.
7. Беланова Т.С., Игнатюк А.В., Пашенко А.Б., Пляскин В.И. Радиационный захват нейтронов: Справочник. М.: Энергоатомиздат, 1986.
8. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения.: Публикация 38 МКРЗ. Пер. с англ. М.: Энергоатомиздат, 1987.
9. ENDF/B-VI, revision 2.

Статья поступила в редакцию 20 сентября 2002.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с. 31-38

РАСЧЕТ ИНТЕНСИВНОСТИ ИСТОЧНИКОВ РАДИОАКТИВНЫХ ИЗЛУЧЕНИЙ (ПРОГРАММА SOURCE)

Жердев Г.М., Забродская С.В., Николаев М.Н.

Физико-энергетический институт,

Власкин Г.Н., Рогожкин В.Ю.

*Всесоюзный научно-исследовательский институт
неорганических материалов*

При оценке радиационной обстановки при обращении с радиоактивными веществами встает задача расчета интенсивности радиоактивных излучений. Описываемая ниже программа *SOURCE* предназначена для решения именно этой задачи. Перенос излучений, испускаемых радиоактивной средой, и оценка формируемых ими полей мощности эквивалентной и(или) эффективной дозы в задачу программы *SOURCE* не входит; эта часть задачи решается другими модулями вычислительной системы *СКАЛА* [1], в состав которой входит и программа *SOURCE*. Структурно программа *SOURCE* представляет собой комплекс, в который в качестве модулей входят программы *SOURGAN* (расчет фотонного источника и источника нейтронов спонтанного деления), программа *NEDIS* (расчет источника нейтронов реакции (α, n)), библиотека распадных данных БНАБ-93.2 и бинарная библиотека данных о сечениях реакций (α, n) и угловых распределений испускаемых нейтронов.

CALCULATION OF RADIOACTIVE SOURCES INTENSITY (CODE SOURCE). JERDEV G.M., ZABRODSKAIA S.V., NIKOLAEV M.N., VLASKIN G.N., ROGOZHNIKIN V.YU. The radioactive radiation intensity calculation is necessary for estimation of radioactive situation during treatment of the radioactive materials. Code *SOURCE* described below decides namely this problem. Problems of radiation transport and estimation of dose fields (equivalent and/or effective) are solved by other modules of *SKALA* system [1], in which code *SOURCE* is included.

Code *SOURCE* includes the module *SOURGAN* (calculation of photon source and spontaneous fission neutron source) and module *NEDIS* (calculation of source of neutron born in the (α, n) -reaction). *ABBN-93.2* decay data library and binary library of (α, n) - cross-sections and angular distributions of emitted neutrons are also included in the code *SOURCE*.

БИБЛИОТЕКА РАСПАДНЫХ ДАННЫХ

Характеристики радиоактивных излучений, испускаемых средой, содержащей радионуклиды, программа *SOURCE* черпает из библиотеки распадных данных системы констант БНАБ-93.2. По сравнению с первоначальной версией этой библиотеки [2] версия БНАБ-93.2 существенно расширена. Как и прежде, основные распадные характеристики — наименование изотопа или изомера, период полураспада и единица его измерения, коэффициенты ветвления по основным каналам распада (позитронный распад и захват орбитального электрона, бета-минус-распад, изомерный переход, альфа-распад, спонтанное деление) и энерговыделения за счет испускания фотонов (*E-GAM*), электронов и позитронов (*E-LEP*), альфа-частиц, ядер отдачи и продуктов деления (*E-BAR*) — приводятся в таблице основных распадных данных для всех элементов от $Z=1$ до $Z=101$. Для каждого элемента приводятся данные для всех изотопов, которые могут быть получены в результате последова-

тельности нескольких нейтронных реакций или образоваться при радиоактивном распаде продуктов этих реакций. В отличие от формата, описанного в работе [3], таблицы $MF=90$ в БНАБ-93.2 расширены путем введения дополнительных строк. Смысл и формат представления данных этих таблиц поясним примером, данным в таблице 1.

Таблица 1. Пример таблицы $MF=90$ для изотопов протактиния.

NAM=PA		BIB=FOND MF= 90		MT= 0	Z = 91				
		LT = 17	LC= 12	LS= 12	LF = (I4, a2, e6.0, a1, 5e7.0, 3e8.0)				
* A	T1/2	BETA+	BETA-	IT	ALFA	SF	E-GAM	E-LEP	E-BAR
*									
2290	C 1.4d	99.75			.25		0.917	0.0	0.0140
	B	0.0							
	S			0	0.0138		0.917		
2300	C 17.4d	90.5	9.5		3.2-5		0.5897	0.0666	1.60-4
	B	0.0							
	S		0.0139	0.0527	1.59-4		0.5897		
2310	B3.28+4y				100.	3.0-10	0.0387	0.0622	5.061
	S			0.0622	4.974	1.5	0.0387		
2320	C 1.31d	3.0-5	100.				0.9364	0.1706	0
	B	0.0							
	S		0.0935	0.0771			0.9364		
2330	B 27.d		100.				0.2158	0.1904	0
	S		0.0599	0.1305			0.2158		
2340	B 6.7h		100.				1.3823	0.3948	0
	S		0.1874	0.2074			1.3823		
2341	B 1.17m		99.87	0.13			0.0116	0.8189	0
	S		0.8161	0.0028			0.0116		

Первые две строки — заголовочные. После ключевого слова $NAM=$ указан химический символ элемента. После ключевого слова $Z=$ — его зарядовое число. Во второй строке $LT=$ указывает число строк в теле таблицы (без учета строк комментариев, отмеченных звездочкой в первой позиции), $LT=$ и $LS=$ — число столбцов. $LF=$ и следующий за ним оператор формата определяют формат считывания информации из строк таблицы.

Различаются главные и дополнительные строки. Смысл чисел, стоящих в столбцах главных строк, для таблиц $MF=90$ поясняется еще строкой комментариев.

Первое число ($FORMAT I4$) есть идентификатор изотопа вида $AAAM$, где AAA — атомный номер изотопа, M — номер изомерного состояния. Наличие этого числа есть также признак того, что рассматриваемая строка является главной. Далее следует алфавитный указатель, смысл которого зависит от того, является ли данная строка главной или вспомогательной. В главной строке литеры A или G или H означают, что описывается природный (возможно, радиоактивный) изотоп. Литера G означает, что вслед за основной строкой приводится еще одна строка с дополнительной информацией об этом изотопе; литера H означает, что приводятся две дополнительные строки. Литеры B , C , или D означают, что описывается “искусственный” радиоактивный изотоп, для которого приводится одна, две или, соответственно, три строки с дополнительной информацией.

В столбце “ $T1/2$ ” для радиоактивных нуклидов приводится период полураспада, выраженный в единицах, указанных литерой, следующей за значением периода:

(y — в годах, d — в сутках, h — в часах, m — в минутах, s — в секундах). Для стабильных природных изотопов это поле не заполнено.

В столбце “*BETA+*” указывается вероятность P^+ распада с испусканием позитрона или путем захвата орбитального электрона; в столбце “*BETA-*” — вероятность P^- бета-распада; в столбце “*IT*” — вероятность P^{IT} изомерного перехода в основное или нижележащее изомерное состояние; в столбце “*ALFA*” — вероятность P^α альфа-распада; в столбце “*SF*” — вероятность P^{SF} спонтанного деления. Для природных изотопов (как стабильных, так и радиоактивных) в столбце “*BETA+*” приводится процентное содержание этого изотопа в естественной смеси. **Все вероятности в основной строке указываются в процентах.**

В столбце “*E-GAM*” указывается энергия, уносимая фотонами, испускаемыми при распаде (включая X -лучи). В столбце “*E-LEP*” указывается энергия, уносимая электронами и позитронами. В столбце “*E-BAR*” — энергия, уносимая альфа-частицами, ядрами отдачи и продуктами спонтанного деления (включая нейтроны деления). Все энергии приводятся в мегаэлектронвольтах.

Для стабильных природных ядер дополнительные строки не приводятся.

Для радиоактивных ядер, могут приводиться дополнительные строки, характеризующие особенности того или иного типа распада. Так в дополнительной строке “*B*” в столбце “*BETA+*” приводится вероятность p^{β^+} испускания позитронов; в столбце “*BETA-*” — удвоенная вероятность $2p^{2\beta}$ двойного бета распада; в столбце “*IT*” — вероятность $p^{\beta p}$ испускания протона после бета-распада, в столбце “*ALFA*” — вероятность p^α испускания альфа частицы (удвоенная в случае испускания двух альфа-частиц); в столбце “*SF*” — вероятность p^n испускания запаздывающего нейтрона после бета-распада, в столбце “*E-GAM*” — вероятность образования ядра продукта в первом изомерном состоянии, в столбце “*E-LEP*” — во втором изомерном состоянии.

В дополнительных строках “*A*” и “*I*” в столбцах “*E-GAM*” и “*E-LEP*” указываются вероятности образования ядра-продукта в первом и, соответственно, во втором изомерном состоянии. **При альфа-распаде или при изомерном переходе все вероятности в дополнительных строках нормированы на единицу.**

Кроме описанных дополнительных строк для всех радиоактивных ядер приводится еще одна дополнительная строка, отмеченная литерой “*S*”. Приводимые в этой строке числа (если они отличны от нуля) служат указателями о наличии таблиц, содержащих информацию о спектрах радиоактивных излучений. Сами эти числа имеют смысл средней энергии, выделяемой при соответствующем виде распада. Так, в столбце “*BETA+*” приводится суммарная энергия E^{β^+} позитронов, испускаемых при распаде (в случае, если $p^{\beta^+} > 0$), в строке “*BETA-*” — суммарная энергия E^{β^-} бета-электронов распада. Спектры позитронов и бета-электронов распада приводятся в таблице $MF=93$ (см. ниже). В столбце “*IT*” приводятся средняя энергия E^e монохроматических электронов, испускаемых при распаде (конверсионных электронов и электронов Оже); спектры этих электронов приводятся в таблицах $MF=92$ (см. ниже). В столбце “*ALFA*” приводится средняя энергия E^α альфа-частиц, испускаемых при распаде. Спектры альфа-частиц приводятся в таблице $MF=94$. В столбце “*SF*” приводится среднее число мгновенных нейтронов, испус-

каемых при спонтанном делении, v^{SF} , которое используется для расчета спектра этих нейтронов. Наконец в столбце "E-GAM" приводится суммарная энергия E^{γ} , уносимая фотонами; спектры этих фотонов приводятся в таблице MF=91(см. ниже).

Соблюдаются следующие равенства:

$$E-GAM = E^{\gamma}, \quad (1)$$

$$E-LEP = E^{\beta^+} + E^{\beta^-} + E^e, \quad (2)$$

$$E-BAR = E^{\alpha} [A/(A-4)] + P^{SF} * E^{SF} + P^{\beta} * P^{\beta p} * E^p [A/(A-1)] \quad (3)$$

где E^{SF} — кинетическая энергия продуктов деления и энергия мгновенных нейтронов, E^p — энергия протонов.

Если данные об электронном спектре отсутствуют, E^e не приводится. В этом случае E-LEP может превышать $E^{\beta^+} + E^{\beta^-}$.

Опишем теперь формат таблиц, содержащих спектральные характеристики радиоактивных излучений. Таблица 2 демонстрирует фрагмент таблицы MF=91, содержащей данные об альфа-спектрах протактиния

Таблица 2. Фрагмент таблицы MF=91 о гамма-спектрах протактиния

NAM=PA		BIB=FOND		MF= 91	MT= 1	Z = 91		
LV = 10		LT = 213		LC= 21	LS= 9	LF= (I4,4(E8.4,E9.3))		
* Выход ГАММА-ИЗЛУЧЕНИЯ ПРИ РАСПАДЕ РАДИОИЗОТОПОВ								
	АААМ	ВЫХОД	АААМ	ВЫХОД	АААМ	ВЫХОД	АААМ	ВЫХОД
	2270.	0.11400	2280.	1.45279	2290.	10.00	2300.	0.75601
		0.0080		1.0464		0.9170		0.5897
	0.0140		1.1762		0.9170		0.6988	
* Выходы JEF-РС для Pa-228 увеличены на величину погрешности								
* для согласования с E-GAM								
1	0.0000	0.000+00	0.0000	0.000+00	0.0300	1.000+00	0.0000	0.000+00
2	0.0500	2.000-02	0.0577	5.190-03	0.0345	9.000-02	0.0518	2.980-04
3	0.0650	6.200-02	0.0950	4.800-02	0.0400	1.000+00	0.0532	2.380-03
16			0.1997	2.920-03	0.1799	4.000-01	0.3465	2.700-04
17			0.2000	2.800-03			0.3666	8.610-04
18			0.2044	4.770-03			0.3695	3.310-04
57			0.6238	7.760-04			1.0261	1.440-02
58			0.6406	5.970-04			1.0747	7.400-03
82			0.8235	2.390-03				
83			0.8305	1.940-02				
176			1.9589	2.150-04				
177			1.9659	2.860-04				
211								

Смысл заголовочных строк сохранен. В строке комментариев "АААМ" указывают столбцы, в которых в первой пронумерованной строке приводятся идентифицирующие номера изотопов, а в пронумерованных ($k=1, 2, \dots$) — энергии гамма-линий E_k^{γ} в МэВ'ах. В первой пронумерованной строке приводится суммарный выход

фотонов, а в следующей - их средняя энергия. В нумерованных строках ($k=1, 2, \dots$) приводятся выходы Y'_k соответствующих гамма-линий (числа квантов на распад).

Полное число столбцов $LC=18$ в данном примере превышает число столбцов $LS \leq LC$, помещаемое в одной части таблицы (фрагмент которой приведен выше). Это означает, что в таблице присутствует еще одна часть (содержащая данные для ^{232}Pa , ^{233}Pa , ^{234}Pu и $^{234}\text{Pa}^m$).

Число строк, отведенных для записи информации об энергиях и выходах гамма-линий определяется максимальным числом гамма-линий и x -лучей, встречающимся у изотопов рассматриваемого элемента (в данном случае это число -211 — определяется числом фотонов, испускаемых ^{234}Pa). В столбцах, отведенных под информацию для изотопов с меньшим числом испускаемых фотонов излишние для них строки остаются незаполненными. Так в столбцах для ^{228}Pa заполнено 176 строк, для ^{229}Pa — только 16, для ^{230}Pa — 57, а для ^{231}Pa — 82.

Как видно из примера, таблицы могут содержать комментарии, в которых указываются особенности формирования данных для отдельных нуклидов.

Формат таблиц $MF=92$ и $MF=94$, содержащих данные о спектрах монохроматических электронов (полный выход и средняя энергия и для $k=1, 2, \dots$, E^e_k и Y^e_k) и о спектрах альфа-частиц, (полный выход и средняя энергия и для $k=1, 2, \dots$, E^a_k и Y^a_k) совпадает с описанным форматом для фотонных спектров. Разумеется, данные приводятся лишь для тех изотопов, при распаде которых соответствующие излучения испускаются.

Базой данных для получения таблиц распадных данных $MF=90$, $MF=91$ и $MF=94$ служила карта нуклидов *JEF-PC* [3], данные которой сопоставлялись со справочником [4] и при обнаружении значимых противоречий принималось компромиссное решение. Одно из подобных решений зафиксировано в примере, приведенном в таблице 2. *JEF-PC* использовалась и как источник данных об энергиях и выходах бета-излучения. Что касается средней энергии бета-частиц определенной линии, то она принималась на основе расчетных данных, приведенных в справочнике [5]. Отношение средних энергий позитронов к их максимальным энергиям понижалось относительно аналогичных линий для обычного бета-излучения так, чтобы получить приводимые в *JEF-PC* суммарные значения *E-LEP*.

Формат таблиц $MF=93$, значительно сложнее описанного. Для каждого изотопа, испускающего или бета-электроны или позитроны приводится по три столбца, а если испускаются и позитроны и бета-электроны, то шесть столбцов. В последнем случае первая тройка столбцов описывает позитроны, а вторая — бета-электроны. Первый из каждой тройки столбцов поименован “*AAAM*”, второй — поименован “*ВЫХОД*”, третий поименован “*E-СРЕД*”. Алфавитные заголовки столбцов содержатся в строке комментариев и не обрабатываются алгоритмически. Считывание информации из таблицы производится в соответствии с оператором *FORMAT*, приведенном во второй заголовочной строке.

Первая после алфавитных заголовков незакомментированная символом “*” строка (т.е. первая содержательная строка) содержит следующую информацию.

- Во втором, пятом и восьмом столбцах (под символами “*AAAM*”) идентификаторы изотопов (или изомеров). В случае, если тройка столбцов содержит

данные о позитронных спектрах, идентификатор приводится со знаком минуса.

- В третьем, шестом и девятом столбце приводятся суммарные выходы бета-электронов (или позитронов) в процентах (т.е. в числе электронов, испускаемых на 100 распадов рассматриваемого типа).
- В четвертом, седьмом и девятом столбцах приводятся средние энергии бета-электронов E^{β^-} или позитронов E^{β^+} в МэВ'ах.

Следующие строки в первом столбце (непоименованном в строке комментариев) содержат номера бета-"линий" $k=1,2,\dots$. В первом столбце каждой тройки приводится граничная энергия бета-спектра, $E^{\beta^+}_k$ или $E^{\beta^-}_k$, равная энергии k -го бета-перехода в определенное состояние конечного ядра, в МэВ'ах. В следующем за ним столбце приводится выход этой бета-"линии" $Y^{\beta^+}_k$ или $Y^{\beta^-}_k$ в процентах (т.е. в числе бета-переходов данного типа на 100 распадов). В последнем столбце каждой тройки столбцов приводится отношение $R^{\beta^+}_k$ или $R^{\beta^-}_k$ средней энергии бета-электронов (или позитронов) к граничной энергии $E^{\beta^+}_k$ или $E^{\beta^-}_k$, указанной в первом столбце той же тройки.

В таблице 3 в качестве примера приводится фрагмент таблицы MF=93 для йода.

Т а б л и ц а 3. Фрагмент таблицы MF=93 о бета-спектрах изотопов йода

NAM=I BIV=RUB+ MF= 93 MT= 0 Z =53.										
LV =10 LT = 107 LC= 67 LS= 10 LF= (I4,9e7.0)										
* * * * *										
	АААМ	ВЫХОД	Е-СРЕД	АААМ	ВЫХОД	Е-СРЕД	АААМ	ВЫХОД	Е-СРЕД	
	-1240	23.082	0.200	-1260	3.5042	0.017	1260	43.6	0.133	
								43.7	0.1556	
								2.7	0.0166	
				У Рубцова для I-126 Е-среднее=0.1336.						
1	1.5	1.2e-4	0.287	1.4897	0.1638	0.218	0.371	3.60	0.293	
2	1.831	0.28	0.288	2.156	3.3404	0.289	0.862	32.0	0.336	
3	1.908	8.0e-4	0.289				1.251	8.0	0.367	
4	2.001	1.4e-3	0.389							
5	2.554	11.4	0.300							
6	3.157	11.4	0.309							
7										

106										
	АААМ	ВЫХОД	Е-СРЕД	АААМ	ВЫХОД	Е-СРЕД	АААМ	ВЫХОД	Е-СРЕД	
	1360	100.0	1.966	1361	100.0	2.1820	1370	100.0	2.0576	
		100.0	1.96		100.0	2.21		100.0	2.03	
			0.03			0.04			0.04	
1	0.376	0.541	0.294	1.0591	0.03	0.348	1.01	0.019	0.346	
2	0.588	0.11	0.314	1.2882	0.141	0.361	1.105	0.014	0.351	
3	0.591	0.02	0.314	3.0922	1.338	0.413	1.133	0.011	0.353	
4	0.747	0.034	0.327	3.2772	0.805	0.416	1.329	0.032	0.362	
5	0.8	0.012	0.331	3.3199	1.006	0.416	1.348	0.022	0.363	

104							4.904	0.053	0.433	
105							5.289	0.424	0.433	
106							5.89	49.772	0.439	

В таблице содержится информация о спектральных характеристиках бета-излучения $^{124}I(\beta^+)$, $^{126}I(\beta^+ \text{ и } \beta^-)$ — первая часть таблицы из $LS=10$ столбцов; $^{128}I(\beta^+ \text{ и } \beta^-)$ и ^{129}I — вторая часть таблицы из 10 столбцов, ^{130}I , $^{139}I^m$ и ^{131}I — 3-я часть таблицы; ^{132}I , $^{132}I^m$ и ^{133}I — 4-я часть таблицы; ^{134}I , $^{134}I^m$ и ^{135}I — 5-я часть таблицы; ^{136}I , $^{136}I^m$ и ^{137}I — 6-я часть таблицы и, наконец, ^{138}I и ^{139}I — 7-я, неполная, часть таблицы. Всего приводится 20 позитронных и бета-электронных спектров, так что $LC=67 > LS=10$. В качестве примера показаны первая и шестая часть таблицы, содержащая данные для ^{137}I , для которого число бета-“линий” максимально. Это число строк сохраняется в каждой части таблицы.

РАСЧЕТ ИНТЕНСИВНОСТИ ФОТОНОВ, ИСПУСКАЕМЫХ ПРИ РАДИОАКТИВНЫХ РАСПАДАХ

Расчет интенсивности радиоактивных излучений производится для среды, состав которой (наименования или числовые идентификаторы нуклидов и их ядерные концентрации c_i в единицах «число ядер в объеме барн*см») должен быть определен входными данными для модуля *SOURGAN*. Данные, необходимые для расчета интенсивностей и спектров радиоактивных излучений, черпаются из описанной выше библиотеки распадных данных БНАБ-93.2 и некоторых других источников данных, содержащихся в системе СКАЛА, о которых подробнее будет говориться по ходу изложения.

Спектр фотонов, испускаемыми при α - и β -распадах (включая позитронный распад и захват орбитального электрона) порой оказывается слишком мягким, чтобы его можно было с приемлемой точностью описать в 15-групповом приближении, использовавшемся в системе констант БНАБ-93 для описания спектров фотонов, образующихся в нейтронных реакциях. Поэтому лицензионные расчеты радиационной безопасности вблизи радиоактивных источников рекомендуется проводить в более детальном 127-групповом приближении. Границы групп 127-группового разбиения приведены в таблице 4.

При формировании источника фотонов радиоактивного распада в этом случае принимаются во внимание следующие процессы:

- испускание фотонов ядром-продуктом радиоактивного распада, образованного в одном из возбужденных состояний, в нижележащие возбужденные состояния или в основное состояние;
- характеристическое рентгеновское излучение (X -лучи), испускаемые при заполнении электронных вакансий на одной из внутренних оболочек атома внешними электронами;
- тормозное излучение монохроматических электронов, образующихся в результате внутренней конверсии фотонов, испускаемых ядром, или в результате внутриатомных процессов, ведущих к освобождению вакансии на более внешней оболочке атома с одновременным испусканием электрона из промежуточной оболочки (Оже-электроны);
- тормозное излучение бета-электронов и позитронов.

Т а б л и ц а 4. Границы 127 фотонных групп БНАБ (значения энергии указаны в кэВ'ах)

В скобках указаны номера групп 15-группового разбиения БНАБ. Границы 15-группового разбиения выделены жирным шрифтом.

j	Elow	j	Elow	j	Elow	j	Elow	j	Elow	j	Elow
	20000	22	8250 (2)	44	3900 (5)	66	1750 (7)	88	465 (10)	110	56 (13)
1	19000 (1)	23	8000 (2)	45	3800 (5)	67	1650 (8)	89	435 (10)	111	48 (13)
2	18000 (1)	24	7750 (2)	46	3700 (5)	68	1550 (8)	90	405 (10)	112	40 (13)
3	17000 (1)	25	7500 (2)	47	3600 (5)	69	1450 (8)	91	375 (10)	113	36 (14)
4	16000 (1)	26	7250 (2)	48	3500 (6)	70	1350 (8)	92	350 (10)	114	32 (14)
5	15000 (1)	27	7000 (2)	49	3400 (6)	71	1250 (8)	93	330 (11)	115	28 (14)
6	14000 (1)	28	6750 (3)	50	3300 (6)	72	1200 (9)	94	310 (11)	116	24 (14)
7	13500 (1)	29	6500 (3)	51	3200 (6)	73	1150 (9)	95	290 (11)	117	20 (14)
8	12500 (1)	30	6250 (3)	52	3100 (6)	74	1100 (9)	96	270 (11)	118	17 (15)
9	12000 (1)	31	6000 (3)	53	3000 (6)	75	1050 (9)	97	250 (11)	119	15 (15)
10	11500 (1)	32	5750 (3)	54	2900 (6)	76	1000 (9)	98	230 (11)	120	13 (15)
11	11000 (1)	33	5500 (3)	55	2800 (6)	77	950 (9)	99	210 (11)	121	11 (15)
12	10800 (1)	34	5300 (4)	56	2700 (6)	78	900 (9)	100	190 (11)	122	9 (15)
13	10500 (1)	35	5100 (4)	57	2600 (6)	79	850 (9)	101	170 (11)	123	7 (15)
14	10300 (1)	36	4900 (4)	58	2500 (6)	80	800 (9)	102	150 (11)	124	5 (15)
15	10000 (1)	37	4700 (4)	59	2400 (7)	81	750 (9)	102	136 (12)	125	3 (15)
16	9750 (1)	38	4500 (4)	60	2300 (7)	82	700 (10)	104	122 (12)	126	1.5 (15)
17	9500 (1)	39	4400 (5)	61	2200 (7)	83	650 (10)	105	108 (12)	127	0.5 (15)
18	9250 (1)	40	4300 (5)	62	2100 (7)	84	600 (10)	106	94 (12)		
19	9000 (1)	41	4200 (5)	63	2000 (7)	85	560 (10)	107	80 (12)		
20	8750 (2)	42	4100 (5)	64	1900 (7)	86	525 (10)	108	72 (13)		
21	8500 (2)	43	4000 (5)	65	1800 (7)	87	495 (10)	109	64 (13)		

Таким образом, интенсивность фотонного источника, выраженная в числе квантов фотонов группы j , испускаемых ежесекундно в 1 см^3 радиоактивной среды, рассчитывается по формуле (4):

$$I_Y^j = \sum_i c_i \lambda_i \left(\sum_k Y_{k,i}^{\gamma} x_{k,i}^j + \sum_l Y_{l,i}^e y_{l,i}^j + \sum_m Y_{m,i}^{\beta^-} z_{m,i}^j + 0.5 * \sum_n Y_{n,i}^{\beta^+} u_{n,i}^j \right) \quad (4)$$

Входящие в эту формулу значения ядерных концентраций определены расчетным заданием, а остальные величины берутся из таблиц распадных данных или вычисляются на их основе. В частности, постоянная распада $\lambda_i = \ln 2 / T_{1/2}^i$, где под величиной $T_{1/2}^i$ понимается значение периода полураспада, приведенное в таблице $MF=90$, переведенное в секунды ($1m=60s$; $1h=3600s$; $1d=8.64*10^4s$; $1y=3.1571*10^7s$).

Вклад гамма-квантов, X-лучей и аннигиляционного излучения описывается первой суммой в формуле (4). В ней $Y_{k,i}^{\gamma}$ — выход k -й фотонной линии на распад нуклида i , приведенный в таблице $MF=91$ вместе с энергией этой фотонной линии E_i^k . Ядерные кванты и X-лучи, а также аннигиляционные кванты позитронно-активных нуклидов, в этой таблице включены в один список и обрабатываются при подготовке соответствующей составляющей источника одинаково. При обработке выход линии корректируется для учета отличия энергии линии E_i^k от средней энергии группы $\bar{E}_{j(k)}$ для чего выходы умножаются на множители:

$$x_{k,i}^j = \frac{E_i^k}{\bar{E}_{j(k)}} \quad (5)$$

Здесь $j(k)$ — энергетическая группа, в которой лежит k -я фотонная линия. Формула (5) обеспечивает сохранение энергии при переходе к групповому представлению фотонного спектра.

Вклад тормозного излучения монохроматических электронов описывается второй суммой в выражении (4). В ней $Y_{l,i}^e$ - есть выход l -й группы монохроматических электронов при распаде ядра i , приведенный в таблице $MF=92$ вместе с энергией этих электронов $E_{l,i}^e$, $y_{l,i}^e$ — квантовый выход тормозного излучения энергетической группы j за счет торможения электрона с начальной энергией $E_{l,i}^e$ в среде со средним зарядовым числом

$$\bar{Z} = \frac{\sum_i c_i Z_i^2}{\sum_i c_i Z_i}, \quad (6)$$

Величина $y_{l,i}^e$ вычисляется согласно формуле (10) с использованием энергетического выхода тормозного излучения

$$J(E^e, \bar{Z}) = 10^{-4} C(E^e, \bar{Z}) * \bar{Z} * (E^e)^2 \text{ [МэВ/электрон]} \quad (7a)$$

и энергетического распределения квантов тормозного излучения, о котором будет сказано ниже. Коэффициент C в формуле (7a) определяется на основе эмпирических рекомендаций работы [6], согласно которым для плексигласа ($\bar{Z}=5.85$), алюминия ($\bar{Z}=13$) и свинца ($\bar{Z}=82$):

$$C(E^e, \bar{Z}_{\text{плекс}}) = \frac{20.2 + 83.1 * E^e}{1 + 11.9 * E^e}; \quad (8a)$$

$$C(E^e, \bar{Z}_{\text{Al}}) = \frac{28.4 + 127.6 * E^e}{1 + 14.9 * E^e}; \quad (8b)$$

$$C(E^e, \bar{Z}_{\text{Pb}}) = \frac{49.0 + 114.0 * E^e}{1 + 12.6 * E^e}. \quad (8b)$$

Для иных значений \bar{Z} в системе СКАЛА коэффициент C вычисляется для каждой заданной энергии E^e путем линейной интерполяции (или экстраполяции) по $\ln(\bar{Z})$ между значениями, определенными согласно формулам (8). Возможность такой процедуры иллюстрирует рисунок 1.

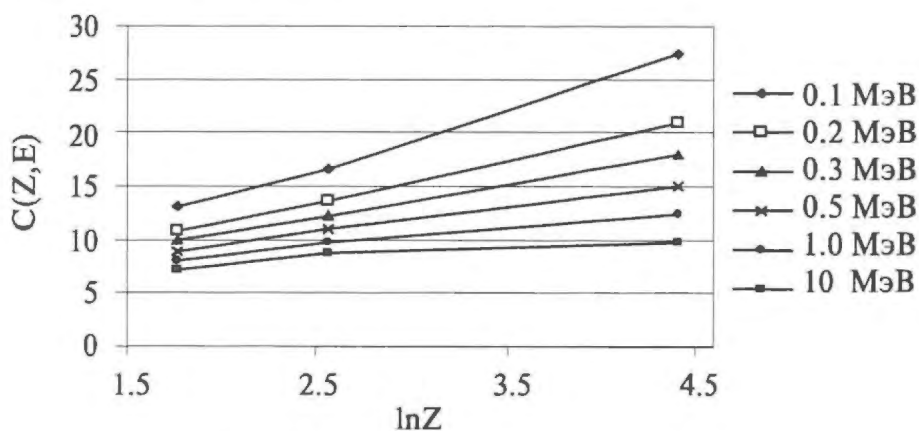


Рис. 1. Интерполируемость коэффициента $C(Z, E)$

Что касается спектра фотонов тормозного излучения, то принята зависимость, рекомендованная в известной работе [7], данные которой рекомендуются и справочником [8]. На основе 10-группового представления спектра тормозного излучения, выраженного в единицах начальной энергии тормозящегося электрона, нами построена кусочно-линейная непрерывная зависимость этого спектра $S(r)$, где $r = E^{ph}/E^e$. Это позволяет легко рассчитывать спектр в любом групповом разбиении (см. Табл. 5). Угловое распределение тормозного излучения при этом принимается изотропным.

Таблица 5. Энергетический спектр тормозного излучения моноэнергетических электронов.

$r = E_{\text{фотона}} / E_{\text{электрона}}$	$\tilde{S}(r)$ -плотность энергетического выхода	$r = E_{\text{фотона}} / E_{\text{электрона}}$	$\tilde{S}(r)$ -плотность энергетического выхода
0	3.08	0.6	0.56
0.1	2.3	0.7	0.34
0.2	1.8	0.8	0.22
0.3	1.36	0.9	0.08
0.4	1.06	1.0	0
0.5	0.74		

Вероятность кванту тормозного излучения электрона с энергией E^e попасть в группу j равна, очевидно,

$$s_j(E^e) = \int_{\frac{E_{j-1}}{E^e}}^{\frac{E_j}{E^e}} S(r) dr. \quad (9a)$$

Этому кванту будет приписана энергия \bar{E}_j . Таким образом, средняя энергия кванта будет равна. $\langle E_{brem}(E^e) \rangle = \sum_j s_j(E^e) * \bar{E}_j$. Из изложенного следует, что

$$y_{l,i}^j = \frac{J(E_{l,i}^e, \bar{Z}) * s_j(E_{l,i}^e)}{\sum_j s_j(E_{l,i}^e) * \bar{E}_j}. \quad (10)$$

Здесь \bar{Z} определено согласно (6), а $s_j(E^e)$ — согласно (9a).

Вклад тормозного излучения бета-электронов описывается третьей суммой в выражении (4). $Y_{m,i}^\beta$ - есть выход m -й группы бета-электронов при распаде ядра i , приведенный в таблице MF=93 вместе с максимальной энергией этих электронов $E_{m,i}^\beta$ и отношением средней энергии к максимальной. Согласно рекомендации работы [6], энергетический выход при торможении бета-частиц может быть с точностью до 10% рассчитан по формуле (7a), если в качестве аргумента в нее подставить среднюю энергию бета-частиц $\bar{E}_{m,i}^\beta = E_{m,i}^\beta * R_{m,i}^\beta$. Что касается спектра энергетического выхода тормозного излучения, то по данным, приведенным в [8], была

построена непрерывная кусочно-линейная зависимость этого спектра. Результаты приведены в таблице 6.

Следует подчеркнуть, что в первом столбце таблицы 6 стоят отношения энергетических границ к *максимальной* энергии бета-электронов $E_{\beta,i}^m$. Спектральные коэффициенты $z_{i,i}^j$ рассчитываются по формуле (11a):

$$z_{i,i}^j = \frac{J(E_{m,i}^{\beta-} * R_{m,i}^{\beta-}, Z) * \tilde{s}(E_{m,i}^{\beta-})}{\sum_j \tilde{s}_j(E_{m,i}^{\beta-}) * \bar{E}_j}, \quad (11a)$$

где доля фотонов, лежащая в группе $j(E^\beta)$ определяется формулой (96):

$$\tilde{s}_j(E^\beta) = \int_{\frac{E_{j-1}}{E^\beta}}^{\frac{E_j}{E^\beta}} \tilde{S}(r) dr. \quad (96)$$

Сумма, стоящая в знаменателе формулы (11a), представляет собой среднюю энергию тормозного кванта, порождаемого бета-электроном, спектр которого определяется максимальной энергией E^β .

Таблица 6. Энергетический спектр тормозного излучения бета-электронов

$r = E_{\text{фотона}} / E_{\text{электрона}}$	$\tilde{S}(r)$ - Плотность энергетического выхода
0	0.5486
0.1	0.3214
0.2	0.1946
0.3	0.1094
0.4	0.0566
0.5	0.0294
0.6	0.0106
0.7	0.0034
0.8	0.0006
0.9	0
1.0	0

Вклад тормозного излучения позитронов описывается последней суммой в выражении (4). $Y_{n,i}^{\beta+}$ — есть выход n -й группы позитронов при распаде нуклида i , также приводящаяся в таблице MF=93. Величина $u_{n,i}^{\beta+}$ рассчитывается по формуле (11б), отличающейся от формулы (11a) лишь максимальной энергией позитронного спектра и отношением средней энергии к максимальной:

$$u_{i,i}^j = \frac{J(E_{n,i}^{\beta+} * R_{n,i}^{\beta+}, Z) * s_j(E_{n,i}^{\beta+})}{\sum_j s_j(E_{n,i}^{\beta+}) \bar{E}_j}. \quad (11б)$$

Коэффициент 1/2 перед суммой вкладов позитронов в формуле (4) учитывает, что выход тормозного излучения при прохождении позитронов через среду, примерно вдвое меньше, чем при торможении электронов той же энергии [9].

О погрешностях расчета интенсивности и спектра тормозного излучения

Принятые в настоящей работе эмпирические выражения для расчета энергетического выхода и спектра тормозного излучения, заимствованы из работы [6]. В этой работе утверждается (но не демонстрируется примерами), что рекомендованные в ней параметрические зависимости энергетического выхода тормозного излучения основаны на экспериментальных данных. Рассчитываемому по приводимым в этой работе (и принятым нами) формулам энергетическому выходу приписывается погрешность $\pm 10\%$. Представляется целесообразным сравнить результаты расчета с другими формулами, рекомендуемыми, в частности, в Справочнике [8]:

Формула Виарда [10]:

$$J(E^{\beta^-}, \bar{Z}) = 1.23 * 10^{-4} (\bar{Z} + 3) * (E^{\beta^-})^2. \quad (76)$$

Формула Баранова-Наркевича и др.[11]:

$$J(E^{\beta^-} * R^{\beta^-}, \bar{Z}) = 8.5 * 10^{-4} * (\bar{Z} + 3) * (E^{\beta^-} * E^{\beta^-}). \quad (7в)$$

В таблице 7 результаты расчета энергетического выхода тормозного излучения по формулам (7а), (7б) и (7в) сравниваются между собой для бета-излучения ^{241}Pu , ^{237}U и ^{208}Tl

Т а б л и ц а 7. Доля средней энергии β -частиц, конвертируемая в тормозное излучение

β -излучатель	Υ^{β^-} , % выход бета-группы	E^{β^-} , кэВ, максим. энергия электрона	$E^{\beta^-} * R^{\beta^-}$, кэВ, средняя энергия электрона	Средняя энергия тормозных фотонов, кэВ	$[J(E^{\beta^-}, \bar{Z}) / (E^{\beta^-} * R^{\beta^-})] * 100 \%$		
					Формула (7а)	Формула (7б)	Формула (7в)
^{241}Pu	100%	20.8	5.3	0.33	0.20	0.09	0.04
^{237}U	52%+43%	250	67.5	4.0	1.70	0.97	0.49
^{209}Tl	49%	1800	648	29	7.12	5.23	4.68

Как видно, погрешности оценки конверсии кинетической энергии электрона в тормозное излучение весьма велики. Принятая нами на основе рекомендаций работы [6] оценка дает наибольший выход, т.е. является наиболее осторожной с дозиметрической точки зрения.

На рисунке 2 приводится сравнение спектров тормозного излучения бета-электронов ^{208}Tl , рассчитанных по программе *SOURCE* и по программе *ORIGEN* [20]. Энергетический выход на один распад ^{208}Tl по первой из названных программ составляет 36.2 кэВ, по второй — 32.8 кэВ. Средняя энергия тормозных квантов равна, соответственно, 43.7 кэВ и 51.8 кэВ. Сравнительно большая величина средней энергии, рассчитанной по *ORIGEN*, обусловлена более низким, чем следует из расчетов по *SOURCE* квантовым выходом (согласно *SOURCE* он равен 0.828 квантов; согласно *ORIGEN*- 0.633 квантов на распад). Из рисунка 2 видно, что принимаемый в *ORIGEN* спектр тормозного излучения не является непрерывным.

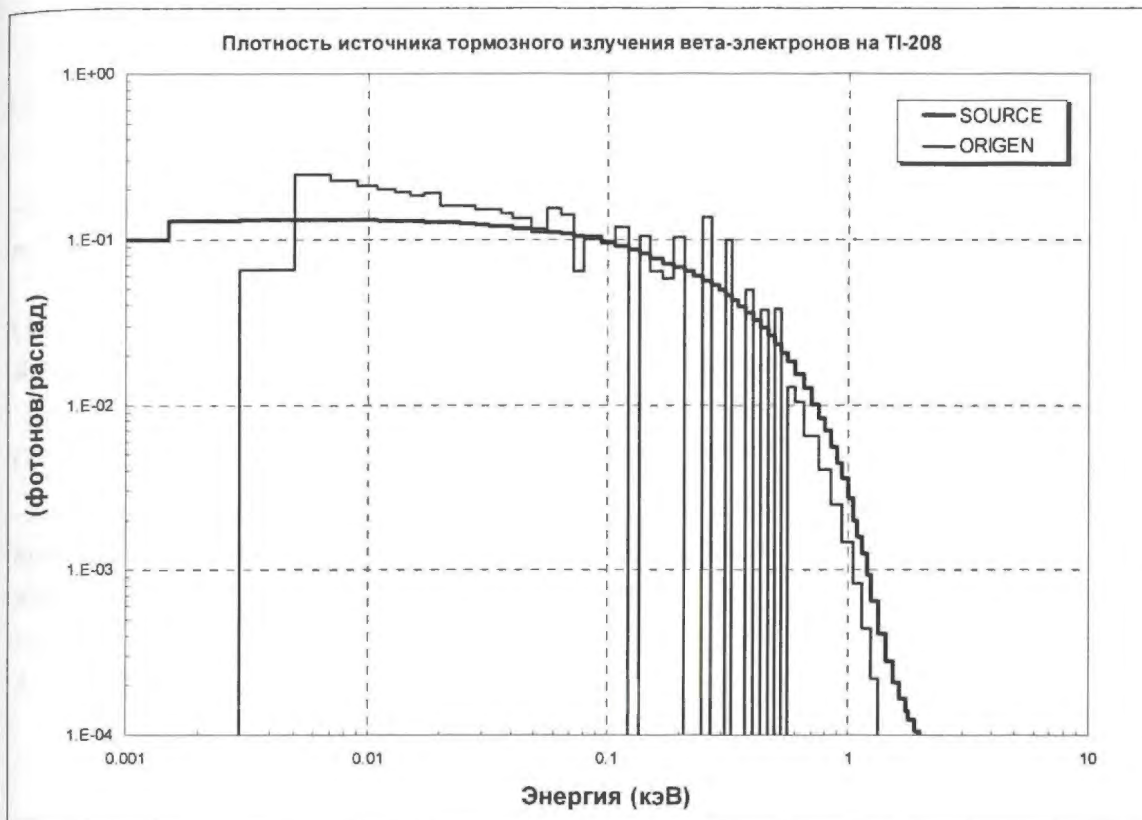


Рис. 2. Сравнение энергетических зависимостей выходов тормозного излучения ^{208}Tl , рассчитанных по программам SOURCE и ORIGEN

Изложенное показывает, что несмотря на то, что точность оценки выхода и спектра тормозного излучения, видимо, невысока, связанные с этим погрешности в дозовых характеристиках едва ли могут быть существенными, поскольку энергия тормозных квантов низка и это излучение поглощается в достаточно тонких слоях вещества.

РАСЧЕТ ИНТЕНСИВНОСТИ И СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ И ФОТОНОВ СПОНТАННОГО ДЕЛЕНИЯ

По таблицам $MF=90$ определяется перечень спонтанно делящихся изотопов. Концентрации c_i для них известны, а из таблиц $MF=90$ определяются $\lambda_i = \ln 2 / T_{1/2}$ (в обратных секундах), вероятность спонтанного деления P_i^{SF} , и число вторичных нейтронов деления ν_i^{SF} . Определяется интенсивность (12) испускания нейтронов спонтанного деления i -ым изотопом:

$$n_{SF,i} = c_i \lambda_i P_i^{SF} \nu_i^{SF} \quad (12)$$

Энергетический спектр нейтронов деления рассчитывается в 299-групповом приближении по формуле

$$\tilde{\chi}_i^g = \frac{\int_0^{E_g} e^{-E_g/T_i} \operatorname{sh} \sqrt{b_i E} dE}{\sum_g \chi_i^g} \quad (13)$$

где средняя температура T_i продуктов спонтанного деления, испускающих нейтроны, зависит от среднего числа испускаемых ими нейтронов ν^{SF} , которое приводится для изотопа i в таблице $MF=90$ в строке S :

$$T(\nu) = 1.013 + 0.043 * \nu^{SF}, \quad (14)$$

а параметр b определяется как этой температурой, так и кинетической энергией этих продуктов E_f :

$$b = 4 * E_f / T^2 = 1.436 / T^2 \quad (15)$$

Описанная выше параметризация спектра нейтронов спонтанного деления базируется, прежде всего, на работе Фрэнера [12], показавшего, что спектр нейтронов спонтанного деления ^{252}Cf может быть описан с точностью до экспериментальных погрешностей по модели испарения нейтронов из движущихся осколков, предложенной Уаттом. Форма спектра Уатта и стоит под интегралом в выражении (13). Нормировочный множитель, точное значение которого, равно

$$2 \exp(-T * b / 4) / \sqrt{\pi T^3 b},$$

заменено суммой по группам для компенсации возможных погрешностей численного интегрирования. В параметризации Фрэнера $E_f=0.359$. Это значение принято для всех спонтанно делящихся ядер. Что касается температуры T , то для нее принята линейная зависимость (14) от ν^{SF} , параметры которой определены методом наименьших квадратов для описания средних энергий нейтронов спонтанного деления $\langle E \rangle = E_f + (3/2) * T$ для ^{252}Cf ($\langle E \rangle = 2.13 \pm 0.01$ [13]; $\nu^{SF} = 3.766$), ^{248}Cm ($\langle E \rangle = 2.07 \pm 0.02$ [14]; $\nu^{SF} = 3.08$), ^{242}Pu ($\langle E \rangle = 2.01 \pm 0.03$ [15]; $\nu^{SF} = 2.15$) и ^{240}Pu ($\langle E \rangle = 2.04 \pm 0.04$ [15]; $\nu^{SF} = 2.19$). Качество описания этих данных прямой демонстрируется рисунком 3.

Что касается спектра фотонов, испускаемых при спонтанном делении, то в связи с отсутствием прямых экспериментальных данных он принят таким же, как при вынужденном делении ^{235}U . Этот спектр в 15-групповой форме приведен в последнем столбце таблицы БНАБ с $NAM=HEAD$, $MF=0$, $MT=15$. Заметим, что вклад этих фотонов в дозу в реальных условиях всегда оказывается много меньшим вклада от гамма-квантов радиационного захвата и других взаимодействий нейтронов деления с ядрами

Расчеты радиационных полей, порожденных нейтронным источником, в системе СКАЛА рекомендуется проводить в 28-ми групповом приближении для нейтронов и 15-ти групповом для фотонов, однако программа *SOURCE* позволяет рассчитывать спектр нейтронов в 299-групповом приближении, а спектр фотонов может быть взят из таблицы БНАБ с $NAM=HEAD$, $MF=0$, $MT=127$ в 127-групповом приближении.

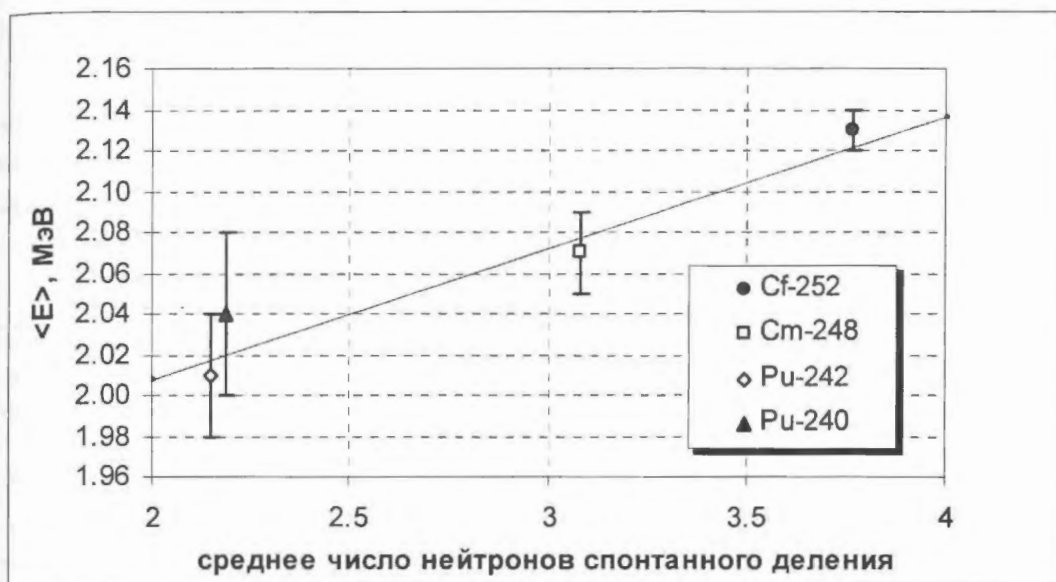


Рис. 3. Аппроксимация зависимости средней энергии нейтронов деления от ν .

РАСЧЕТ ИНТЕНСИВНОСТИ И СПЕКТРА НЕЙТРОНОВ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В РЕАКЦИИ (α, n)

Альфа-частица, попавшая в среду, теряет энергию на своем пути и, наконец, останавливается. Если среда содержит ядра, для которых сечения реакции (α, n) отличны от нуля при энергиях, меньших начальной энергии альфа-частицы, то на своем пути эта частица может вступить в такую реакцию и породить нейтрон. Энергия нейтрона будет определяться энергией, которую сохранила альфа-частица ко времени столкновения с ядром, углом вылета нейтрона по отношению к направлению движения альфа-частицы и энергией самой реакции (α, n). Поскольку реакция (α, n) может происходить на всем протяжении ее пробега в среде или, по крайней мере, на части этого пробега, то энергии альфа-частиц, вступающих в реакцию будут распределены по широкому интервалу. Направления движения нейтронов также распределены по всему телесному углу от 0 до 4π . Отсюда следует, что спектр нейтронов реакции (α, n) является непрерывным. В программе *SOURCE* для расчета выхода и спектра нейтронов реакции (α, n) используется в качестве модуля программа *NEDIS*[16]. В этой программе для расчета выхода и спектра нейтронов реакции (α, n), производится численное интегрирование вероятности произвести реакцию по длине трека альфа-частицы и численное интегрирование по углам вылета нейтронов. Таким образом, в каждом узле двумерной сетки, на которой производится интегрирование, энергия альфа-частицы и угол вылета нейтрона оказываются строго определенными и, если ядро-мишень и энергия реакции заданы, то и энергия нейтрона в этом узле строго определена. Это позволяет отнести нейтрон ко вполне определенной энергетической группе заданного группового разбиения. Выходы нейтронов реакции (α, n) рассчитываются программой *NEDIS* на основе содержащихся в ней данных о сечениях (α, n)-реакций и тормозной способности среды. Атомарная тормозная способность среды ϵ оценивается по формуле, рекомендованной в работах [17] и [18]:

$$\frac{1}{\varepsilon} = \frac{E_{\alpha}^{-A_2}}{A_1} + \frac{E_{\alpha}}{A_3 \ln(1 + A_4 / E_{\alpha} + A_5 E_{\alpha})} \quad (16)$$

Параметры A_k , фигурирующие в формуле (16), как функции зарядового числа Z содержатся в специальной бинарной библиотеке программы *NEDIS*. Тормозная способность смесей и соединений вычисляется на основе принципа аддитивности.

Т а б л и ц а 8. Перечень реакций (α, n), данные о которых содержатся в библиотеке программы *NEDIS*

Изотоп	Реакция	Энергия реакции, МэВ	Порог реакции с образованием ядра-продукта в основном состоянии	Число возбужденных состояний, для образования которых приводятся сечения, и наибольшая энергия возбуждения
${}^7\text{Li}$	${}^7\text{Li}(\alpha, n){}^9\text{B}$	-2.79	4.38	1 (0.718)
${}^{10}\text{B}$	${}^{10}\text{B}(\alpha, n){}^{13}\text{N}$	1.06	0	2 (3.527)
${}^{11}\text{B}$	${}^{11}\text{B}(\alpha, n){}^{14}\text{N}$	0.158	0	2(3.948)
${}^{13}\text{C}$	${}^{13}\text{C}(\alpha, n){}^{16}\text{O}$	2.216	0	2(6.13)
${}^{17}\text{O}$	${}^{17}\text{O}(\alpha, n){}^{20}\text{Ne}$	0.587	0	4(5.618)
${}^{18}\text{O}$	${}^{18}\text{O}(\alpha, n){}^{21}\text{Ne}$	-0.696	0.851	6(5.337)
${}^{19}\text{F}$	${}^{19}\text{F}(\alpha, n){}^{22}\text{Ne}$	-1.95	2.36	8(2.211)
${}^{23}\text{Na}$	${}^{23}\text{Na}(\alpha, n){}^{26}\text{Al}$	-2.97	3.485	3(1.058)
${}^{25}\text{Mg}$	${}^{25}\text{Mg}(\alpha, n){}^{28}\text{Si}$	2.654	0	3(4.975)
${}^{26}\text{Mg}$	${}^{26}\text{Mg}(\alpha, n){}^{29}\text{Si}$	0.0347	0	4(3.069)
${}^{27}\text{Al}$	${}^{27}\text{Al}(\alpha, n){}^{30}\text{P}$	-2.636	3.027	4(1.974)
${}^{29}\text{Si}$	${}^{29}\text{Si}(\alpha, n){}^{32}\text{S}$	-1.525	1.736	1(2.23)
${}^{30}\text{Si}$	${}^{30}\text{Si}(\alpha, n){}^{33}\text{S}$	-3.492	3.959	1(0.84)
${}^{37}\text{Cl}$	${}^{37}\text{Cl}(\alpha, n){}^{40}\text{K}$	-3.87	4.292	3(0.89)
${}^{41}\text{K}$	${}^{41}\text{K}(\alpha, n){}^{44}\text{Sc}$	-3.395	3.727	-

В библиотеке программы *NEDIS* содержатся данные о сечениях реакций (α, n) для нуклидов, указанных в таблице 8. Следует отметить, что в библиотеках программы *NEDIS* содержатся не только сечения перечисленных реакций с образованием ядра-продукта в основном и в указанном в таблице 8 числе возбужденных состояний, но и параметры анизотропии угловых распределений нейтронов.

Поскольку в расчетном задании для легких элементов задаются их природные концентрации, то для определения концентраций изотопов-“мишеней” (α, n)-реакции в БНАБ-93.2 введена специальная таблица с $MF=0$ и $MT=10$, содержащая данные об атомарных концентрациях изотопов-“мишеней” тех элементов (см. табл. 9), для которых в программе *NEDIS* содержатся данные о сечениях реакции (α, n).

Таблица 9. Таблица изотопов- «мишеней»

```

NAM=HEAD      BIB=NEDIS MF= 0 MT= 10
LV = 20       LT = 15 LC= 3 LS= 3 LF = (2I7,E12.4)
*
*
*              LIST OF (alpha,n) TARGETS
*  ABBN TARGETS WEIGHT IN MAT.      COMMENT NEDIS
*!! 10020 10020                      D
    30070 30070 9.1340E-01          Li-7  NEDIS(Li-7)
*!! 40090 40090                      Be-9
*
    50100 50100 2.1350E-01          B-10  NEDIS(B-10)
    50110 50110 7.8650E-01          B-11  NEDIS(B-11)
*
    60000 60130 1.0255E-02          C      NEDIS(C-13)
*!! 70000 70140                      N
    80000 80170 3.6700E-04          O      NEDIS(O-17)
    80180 80180 1.8227E-03          O      NEDIS(O-18)
    90000 90190 1.0                  F      NEDIS(F-19)
    110000 110230 1.0                Na     NEDIS(Na-23)
    120000 120250 9.8310E-02          Mg     NEDIS(Mg-25)
    120260 120260 1.0560E-01          Mg     NEDIS(Mg-26)
    130000 130270 1.0                Al     NEDIS(Al-27)
    140000 140290 4.5350E-02          Si     NEDIS(Si-29)
    140300 140300 2.8570E-02          Si     NEDIS(Si-30)
*!! 160000 160330                      S
*!! 160340
    170000 170370 1.0                Cl     NEDIS(Cl-37)
    190000 190410 1.0                K      NEDIS(K-41)

```

Строки, отведенные для тех изотопов, для которых в существующей версии программы NEDIS информация пока отсутствует, закомментированы звездочкой в первой позиции.

Испускание нейтронов в реакции (α, n) , несомненно, сопровождается также испусканием фотонов (поскольку часть нейтронов испускается в реакциях с образованием ядра-продукта в возбужденном состоянии). Зная сечения реакции (α, n) , ведущей к образованию возбужденных состояний, и схему их распада можно было бы рассчитать интенсивность фотонов, испускаемых одновременно с нейтронами. В системе СКАЛА, однако, в настоящее время учет этого источника фотонов не производится. Причина состоит в том, что альфа-частицы вступают с ядрами не только в (α, n) -реакции, но и в другие реакции, ведущие к образованию вторичных фотонов (реакции (α, p') , (α, α') — неупругое рассеяние альфа-частиц), данных о которых в программе NEDIS сейчас не содержится. По оценкам, пренебрежение этим источником излучения практически не влияет на оцениваемую суммарную мощность эквивалентной дозы.

Ниже на рисунках 4 и 5 приводятся энергетические выходы фотонов и нейтронов, испускаемых в 1 см³ эвтектического расплава солей NaCl, KCl, CsCl и PuCl₃ в весовых соотношениях 9.09%, 9.06%, 38.52% и 43.33%, соответственно. Принято, что в составе плутония содержится 0.2% ²³⁸Pu, 6% ²⁴⁰Pu, 0.5% ²⁴¹Pu, остальное — ²³⁹Pu.

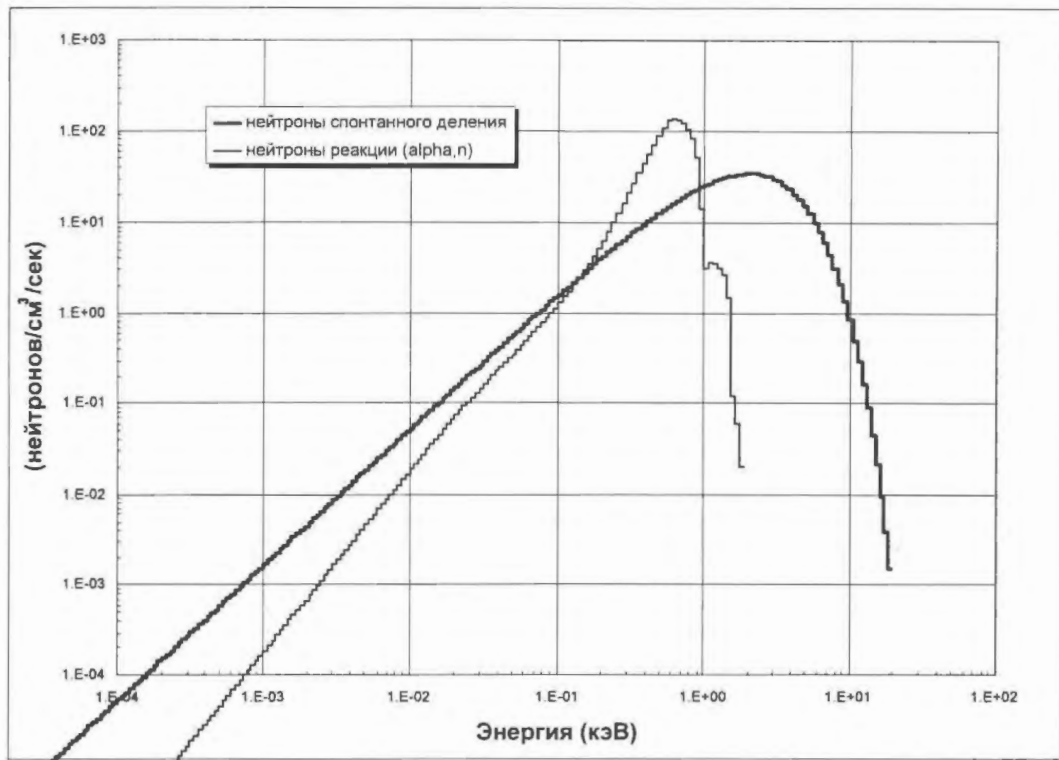


Рис. 4. Энергетическая зависимость выхода нейтронов, испускаемых из см^3 , заполненного расплавом хлоридов, включая PuCl_3

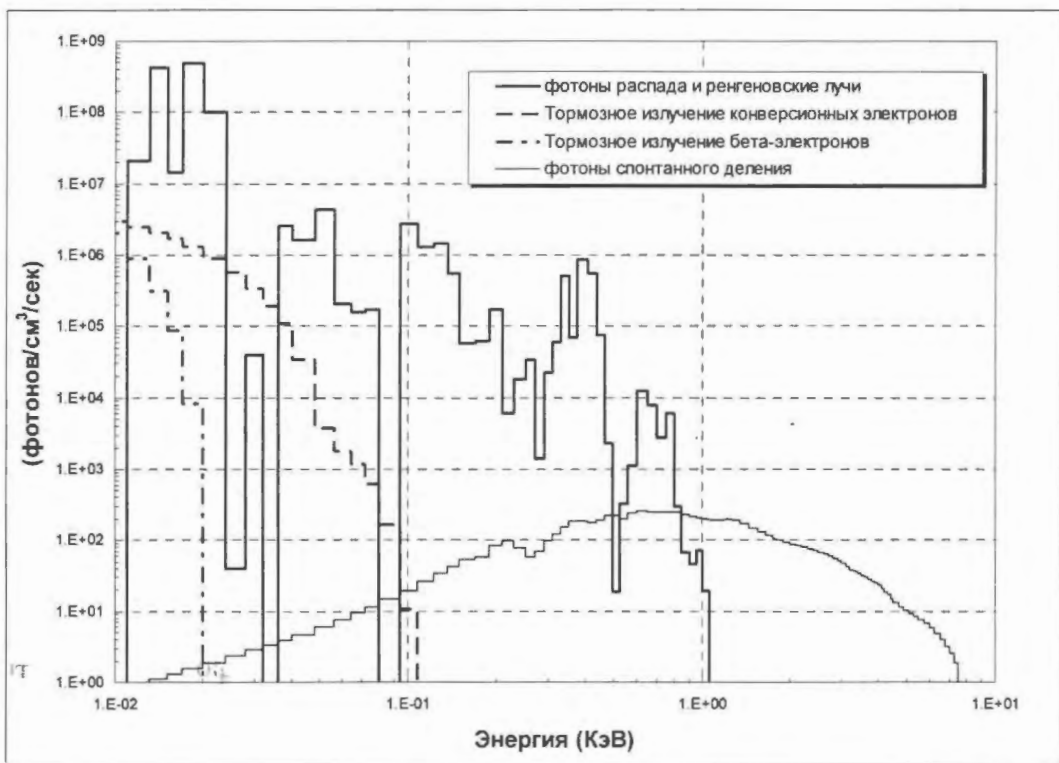


Рис. 5. Энергетическая зависимость выхода фотонов, испускаемых см^3 , заполненным расплавом хлоридов, включая PuCl_3

ОРГАНИЗАЦИЯ И ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПРОГРАММЫ SOURCE

ОБЩИЕ ЗАМЕЧАНИЯ

Комплекс *SOURCE* предназначен для расчёта источника радиоактивных излучений в системе СКАЛА. Этот источник используется в системе программами расчёта переноса гамма квантов и нейтронов с последующим расчётом доз.

Комплекс *SOURCE* содержит модули *SOURGAN*, *NEDIS* и библиотеки необходимых ядерных данных.

Нормальная работа комплекса осуществляется при работе в составе системы СКАЛА. Система СКАЛА обеспечивает передачу данных, взаимодействие между программами, передачу заданий на расчёт, подключение необходимых библиотек констант, а также передачу результатов расчёта остальным модулям комплекса.

Возможности комплекса:

- расчёт источника нейтронов от спонтанного деления;
- реакции (α, n) ;
- расчёт фотонного источника от гамма квантов распада;
- тормозного излучения, порожденного моноэнергетическими электронами, образующимися в результате радиоактивных распадов;
- тормозного излучения, порожденного β -электронами и позитронами образующимися в результате радиоактивных распадов;
- источника мгновенных гамма-квантов спонтанного деления;
- источника гамма-квантов спонтанного деления от продуктов деления.

При расчёте источника нейтронов от реакции (α, n) может быть учтен конечный размер микрочастиц альфа-излучателей. Может быть также рассчитан выход и спектр нейтронов, генерируемых в среде, содержащей легкие элементы, от альфа-частиц, выходящих из толстого слоя альфа-активного материала или от пучка альфа-частиц, падающих на среду извне.

При расчетах спектров учитывается анизотропия испускания нейтронов в системе центра масс реакции (α, n) . Сечения (α, n) реакций, коэффициенты разложения сечений по полиномам Лежандра, тормозные способности альфа-частиц берутся из баз данных модуля *NEDIS*, организованных в виде отдельных файлов.

ПРОГРАММА *SOURGAN*

Модуль *SOURGAN* — главный модуль комплекса. Он осуществляет чтение файла заданий на расчёт источника, чтение изотопных концентраций, расчёт интенсивности и спектра испускания фотонов радиоактивного распада, спонтанного деления и тормозного излучения от электронов внутренней конверсии и бета-электронов, интенсивности и спектра нейтронов спонтанного деления, а также формирует задание на расчёт источника от (α, n) реакции для программы *NEDIS*.

В штатном режиме работы комплекс производит расчёт всех компонент источника нейтронного и фотонного излучения указанных в предыдущем параграфе. Однако пользователю предоставлена возможность запретить расчёт некоторых компонент источника для анализа вкладов.

Детальное описание опций файла задания дано в инструкции пользователя системы СКАЛА, которая передается пользователям вместе с самой системой через Центр по организации экспертиз программных средств при ГНЦ ГАН. Поэтому детально описывать порядок ввода исходных данных для программы *SOURCE* здесь не имеет смысла. Отметим здесь, лишь возможности программы.

Комплекс может производить расчёт источника в любом групповом разбиении. Стандартными считаются 299, 28 и 26-и групповые энергетические разбиения БНАБ для нейтронного излучения [19] и описанные выше 127, 15-и групповые разбиения для фотонного излучения. Энергетические границы этих групповых разбиений зафиксированы в системе. Пользователю нет необходимости их определять в задании. Однако, пользователю предоставлена возможность ввести свои энергетические границы групп и произвести с ними расчёт.

Источник может быть рассчитан максимум для 100 зон, из которых не более 10 могут содержать источник нейтронов (α, n)- реакции.

Для определения состава каждой зоны задается имя или идентификационный номер изотопа и его ядерная концентрация в объеме «барн*см».

Выходная информация записывается в файл листинга. Объем записываемой информации регулируется пользователем. Как максимум выдаются данные по всем нуклидам + спектры по всем процессам + промежуточные расчётные данные. Один или два последних блоков данных могут быть опущены.

В стандартном режиме в выходной листинг записывается по каждой компоненте групповые интенсивности (из объема 1 см³) испускания фотонов и нейтронов в секунду; абсолютный и относительный (в процентах) вклады в источник по каждому изотопу отдельно; полный энергетический выход и его распределение по энергетическим группам (в МэВ/сек/см³), а также рассчитанные на основе заданных ядерных концентраций плотность материала зоны и весовое содержание каждого изотопа.

Для последующего ввода рассчитанных данных о плотности источников во включенные в систему СКАЛА программы расчёта переноса (*MMKKENO*, *TWO-DANT*, *KASKAD/ROZ*) создаётся файл в специальном формате *EXCHANGE*. Передача источников в программы расчёта переноса осуществляется специальными модулями системы СКАЛА.

РАСЧЕТ ИСТОЧНИКА НЕЙТРОНОВ РЕАКЦИИ (α, N) ПО ПРОГРАММЕ *NEDIS*.

В комплексе *SOURCE* расчёт нейтронного излучения от (α, n) реакции производится модулем *NEDIS*. Одной из важных функций комплекса является подготовка задания для программы расчёта источника этой реакции. Задание готовит модуль *SOURGAN*. Передача задания и взаимодействие с модулем расчёта нейтронного излучения от (α, n) реакции производится управляющей программой системы СКАЛА. Задание на *NEDIS* готовится на основе заданного изотопного состава среды и данных системы констант БНАБ.

Подготавливаемое задание состоит из двух блоков. В первом определяется интенсивность и спектр альфа-частиц, испускаемых средой. Из всех альфа-линий отбирается не более 40 сильнейших (с наибольшими значениями $\lambda_i 10^{-24} c_i y_{i,k} E_{i,k}$).

Второй блок задания отвечает за среду торможения и определение изотопов-мишеней. Для определения тормозной способности среды достаточно задать элементный состав среды. Концентрации изотопов-мишеней определяются по данным о содержании того или иного элемента и наличию у него изотопов, на которых может идти реакция (α, n) под действием альфа-частиц радиоактивного распада (они определены таблицей БНАБ $MF=0, MT=10$, о которой говорилось выше).

Подготовленное задание передается модулю *NEDIS*, который для выполнения расчета обращается к своим внутренним библиотекам, содержащим параметры, для определения тормозной способности среды, сечения (α, n)-реакций для изотопов-мишеней (с переходом как в основное, так и во все возбужденные состояния ядра-продукта — см. табл.8) и угловые распределения нейтронов. После завершения расчета программа *NEDIS* считывает файл *EXCHANGE*, о котором говорилось выше, и пополняет его данными о нейтронах, рожденных в (α, n)-реакциях.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Описанная выше программа *SOURCE* разрабатывалась для той области применения, на которую ориентировалась вычислительная система СКАЛА, в состав которой входит эта программа, а именно, на расчеты в обоснование радиационной безопасности при конверсии оружейного плутония в диоксид. Это, разумеется, наложило определенный отпечаток на возможности программы, реализованные в существующей версии. Так, например, библиотека распадных данных, содержащая информацию не только для всех актинидов, но и для всех радионуклидов, которые могут образоваться в цепочках нейтронных реакций, верифицирована для изотопов плутония несравненно надежнее, чем, скажем, для продуктов деления. В существующей версии программы не проводится расчет локальной (за счет заряженных продуктов распада) и полной (с учетом энергии, уносимой фотонами) плотности энерговыделения. Эти недоработки авторы предполагают устранять по мере расширения области применения программы.

Авторы выражают признательность Г.В.Савоськиной и Н.А. Прохоровой за большую помощь в формировании библиотеки распадных данных.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Аннотация вычислительной системы СКАЛА. Вопросы атомной науки и техники, Сер. «Физика ядерных реакторов», 2003, вып. 1 (в печати).
2. Забродская С.В., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Библиотека распадных данных и выходов продуктов деления в системе константного обеспечения БНАБ-93. М. ЦНИИАИ. Вопр. Ат. Науки и Техн. Сер. «Ядерные константы». 2000, вып.2, с.71.
3. JEF-PC – A Program for Displaying Data from Joint Evaluated File. OECD/NEA Data Bank. 12, Bld des Hes, 92130 Issu-des-Moulineaux, France. Version 01 Nov. 1994.
4. Схемы распада радионуклидов. Энергия и интенсивность излучения. Рекомендации МКРЗ (Международной Комиссии по Радиационной защите). М. Энергоиздат, 1987.
5. Бета и антинейтринное излучение радиоактивных ядер. Справочник. Под ред. П.М.Рубцова. М. Энергоатомиздат, 1989.
6. Баранов В.Ф., Смирнов В.В. Энергетические характеристики тормозного излучения, генерируемого в барьере моноэнергетическими электронами и бета-частицами.// Вопросы дозиметрии и защиты от излучений. Выпуск II. (под редакцией Л.П.Кимеля). М. Атомиздат, 1970.

7. Wyard S.J. – Nucleonics, v.13, №7, p.44, 1955.
8. Машкович В.П. Защита от ионизирующих излучений: Справочник. М. Энергоатомиздат, 1982.
9. Тормозная способность электронов и позитронов. М., Энергоиздат, 1987
10. Wyard S.J. – Nucleonics, v.13, №7, p.44, 1955.
11. Баранов В.Ф., Наркевич Б.Я., Павловский О.А., Смирнов В.В. – В кн. :Вопросы дозиметрии и защиты от излучений. Вып.7. Под ред. Л.Р.Кимеля. М.Атомиздат, 1967, с.41.
12. Froener F.H. IAEA Advisory Group Meeting on Nuclear Theory for Fast Neutron Nuclear Data Evaluation, Beijing, Oct. 1987.
13. Хомяков Ю.С., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Оценка спектров мгновенных нейтронов деления для применения в инженерных расчетах. – Вопросы атомной науки и техники, Серия: Ядерные константы. Вып. 1, М., 1992, с.70.
14. Batenkov O. et al. The measurement of Prompt Neutron Spectrum in spontaneous Fission of ^{244}Cm INDC(NDS)-251 Nov. 1991, p.109.
15. Gerasimenko B. et al. Precision Measurements of Prompt Neutron Spectra in ^{240}Pu and ^{242}Pu Spontaneous Fission. J. of Nucl. Sci & Techn. Suppl. 2. Aug. 2002. Proc. of Int. Conf. Nucl. Data for Sci & Techn. Tsukuba, Japan, 2001, v.1 p. 362.
16. Власкин Г.Н., Чванкин Е.В. Атомная энергия, т.74, вып. 2. с. 134, 1993.
17. Ziegler J.F. - in The Stopping Power of Ions in Matter. V.4 Pergamon Press, 1977
18. Bragg W.H. and Kleeman R. Phil. Mag.v.10,p.310, 1905
19. Мантуров Г.Н., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Система групповых констант БНАБ-93. Часть 1: Ядерные константы для расчета нейтронных и фотонных полей излучений. – Вопросы атомной науки и техники, Серия: Ядерные константы. Вып. 1, М., 1996, с.59
20. O.W.Hermann, R.M.Westfall. ORIGEN-S: SCALE system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and Association source terms// NUREG/CR-0200, Revision 4, Vol.2, Section F7, 1995.

Статья поступила в редакцию 20 ноября 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с.39-60

УДК 621.039.51

СОПОСТАВЛЕНИЕ ДАННЫХ РАСЧЕТОВ (ПРОГРАММА MSU) И ЭКСПЕРИМЕНТОВ (РЕАКТОР Ф-1) ПРИ ОЦЕНКАХ ПАРАМЕТРОВ СПЕКТРОВ НЕЙТРОНОВ, ИЗМЕРЕННЫХ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ АКТИВАЦИОННЫХ ДЕТЕКТОРОВ

*В.И. Брызгалов, Е.А. Гомин, А.М. Демидов, Б.В. Ефимов, В.С. Дикарев, В.С. Ионов
РНЦ "Курчатовский институт"*

Активационный эксперимент, проведенный на реакторе Ф-1 РНЦ КИ, моделировался программой MSU. В трех облучательных полостях активировались пятикомпонентные детекторы, позволяющие получать параметры спектров нейтронов и до 15-ти скоростей реакций активации. Определение параметров нейтронных спектров с использованием активационных детекторов основано на измерении спектров наведенной гамма - активности. Программой MSU моделировались те же параметры для двух полостей реактора (центр активной зоны и тепловая колонна). За некоторыми исключениями получено согласие соответствующих значений.

COMPARISON OF CALCULATIONS (CODE MCU) AND MEASUREMENTS (REACTOR "Ф-1") IN EVALUATIONS OF NEUTRON SPECTRA PARAMETERS USING ACTIVATION DETECTORS. BRYZGALOV V.I., GOMIN E.A., DEMIDOV A.M., EFIMOV B.V., DIKAREV V.S., IONOV V.S. It was fulfilled the modeling by MCU code results of activation experiments at "Ф-1" reactor of RRC KI. The 5-components detector was activated. Neutron spectra parameters are determined after measurement of activation reaction rates. Experimental and calculation reaction rates and neutron spectra parameters are well coincided with some exclusions.

ОБОЗНАЧЕНИЯ

ВОП — облучательная полость в вертикальном канале
ТОП — облучательная полость в тепловой колонне
ЦОП — облучательная полость в центральном канале
ППД — полупроводниковый детектор
УКД — унифицированный композиционный детектор

F_t — плотность потока тепловых нейтронов ($\text{н}\cdot\text{см}^{-2}\cdot\text{с}^{-1}$)

$f_{\text{эпи}}$ — спектральный параметр для эпитепловой области энергий

T_n — температура нейтронного газа $^{\circ}\text{К}$

Метод активационных измерений параметров реакторных нейтронных спектров с использованием унифицированных композиционных детекторов (УКД) разрабатывается в РНЦ КИ с 1997 г. Он основан на ППД технике для измерений гамма-спектров активностей, наведенных в образцах УКД. В процессе отработки метода были исследованы активные зоны различных ядерных установок (реактор Ф-1 [1], критсборки типа ВВЭР, критстенд АСТРА), испытаны различные типы образцов УКД и методы восстановления нейтронных спектров по экспериментальным данным активации.

Современные программные средства (Программа *MCU*[2]) позволяют проводить моделирование эксперимента методом Монте-Карло практически без упрощений физики взаимодействия нейтронов с веществом и геометрии рассматриваемой системы. Контроль корректности моделирования проводится сравнением параметров нейтронных спектров, полученных при моделировании, с данными измерений в активной зоне. Получено удовлетворительное согласие расчетных и экспериментальных дифференциальных спектров.

АКТИВАЦИОННЫЙ ЭКСПЕРИМЕНТ НА РЕАКТОРЕ Ф-1

Одновременное облучение всех образцов УКД и образцов *Dy - Lu* проводилось на реакторе Ф-1 при мощности 6 кВт. Время облучения 2.0 часа, времена выдержки перед измерениями 3-6 часов.

Приводятся данные для образцов УКД [3], размещенных в облучательных полостях реактора: ЦОП и ТОП.

Компактные образцы УКД (50x10x0.2 мм) содержат пять различающихся по нейтронным характеристикам активируемых изотопов ^{164}Dy , ^{55}Mn , ^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br .

Благодаря применению ППД техники одновременно регистрируются активности, принадлежащие каждому из этих изотопов. Используя различия нейтронных характеристик изотопов, можно разделять их активации, обусловленные тепловыми и эпитепловыми нейтронами, и по ним определять плотности потоков тепловых и эпитепловых нейтронов.

Облучения проводились с целью получения основных характеристик нейтронных спектров ($F_t, f_{эпи}, T_n$). Экспериментальными данными являлись скорости реакций активаций (Уполн) пяти изотопов, входящих в состав образцов УКД. После облучения активности образцов измерялась на гамма - спектрометре со сверхчистым германиевым детектором фирмы ОРТЕК, имеющем эффективность 25%. Эффективность регистрации гамма - квантов в спектрометре калибровалась с использованием источников ОСГИ.

По значениям активностей образцов УКД рассчитывались полные скорости реакций на изотопах. По этим скоростям реакций определялись плотности потоков тепловых и эпитепловых нейтронов ($F_t, f_{эпи}$). Значения плотностей потоков в точках облучения приведены в таблице 1.

Т а б л и ц а 1. Параметр плотности потока эпитепловых нейтронов $f_{эпи}$

По данным для изотопов	Позиции облучения		
	ЦОП	ВОП	ТОП
^{197}Au	$5.89 \cdot 10^7 / 7.0$	$2.86 \cdot 10^6 / 7.0$	$< 2 \cdot 10^4$
^{186}W	$5.51 \cdot 10^7 / 7.0$	$2.70 \cdot 10^6 / 7.0$	$< 1 \cdot 10^4$
^{81}Br	$4.36 \cdot 10^7 / 8.0$ ($5.45 \cdot 10^7$ *)	-	-
Среднее	$5.22 \cdot 10^7 / 5.0$ ($5.62 \cdot 10^7$ *)	$2.78 \cdot 10^6 / 7.0$	$< 1 \cdot 10^4$

*) Для резонансов 101.135 эВ.

Плотности потоков тепловых нейтронов F_t

По данным для изотопов	Позиции облучения		
	ЦОП	ВОП	ТОП
^{164}Dy	$1.08 \cdot 10^9 / 3.5$	$1.09 \cdot 10^8 / 5.5$	$3.20 \cdot 10^6 / 6.0$
^{55}Mn	$0.98 \cdot 10^9 / 3.5$	$1.03 \cdot 10^8 / 6.0$	$3.08 \cdot 10^6 / 6.5$
Среднее	$1.03 \cdot 10^9 / 3.5$	$1.06 \cdot 10^8 / 3.5$	$3.14 \cdot 10^6 / 6.0$

Для выявления эффектов, связанных с температурой нейтронного газа, размещались детекторы Dy - Lu. Температурные эффекты исследовались по отношениям активаций ^{176}Lu , ^{175}Lu и ^{164}Dy и по отношениям плотностей потоков тепловых и эпитепловых нейтронов.

МОДЕЛИРОВАНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТА НА РЕАКТОРЕ Ф-1 В ПРОГРАММЕ MSU

Моделирование условий в облучательных полостях реактора Ф-1 проводилось по программе MSU [2].

Расчетная модель (рис. 1) представляет собой бесконечную по Y,Z - координатам полосу, состоящую из графитовых блоков размером (X,Y,Z) 400x180x150 см. В блоке находятся 11 слоев, перпендикулярных оси Z, толщиной 10 см. В центре каждого слоя находятся топливные стержни реактора Ф-1, расположенные вдоль оси Z в

квадратной решетке с шагом 20 см. Слои различаются расположением и числом стержней. В нечетных слоях находятся 5x7 стержней, причем центральный стержень помещен в центр слоя. В четных слоях находятся 6x6 стержней, а центр слоя попадает между четырьмя центральными стержнями. Стержень состоит из урана с ядерными плотностями: $^{235}\text{U} - 0.32 \cdot 10^{-3}$, $^{238}\text{U} - 0.44 \cdot 10^{-1}$. Диаметр стержня равен 3.2 см, а высота 10 см. На рисунке 1 показаны сечения элементарного блока плоскостями, перпендикулярными оси Z. Рассчитывались средние по полости потоки нейтронов и скорости реакций захвата для указанных изотопов в 54 энергетических интервалах.

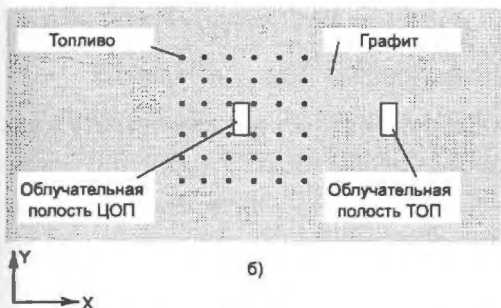
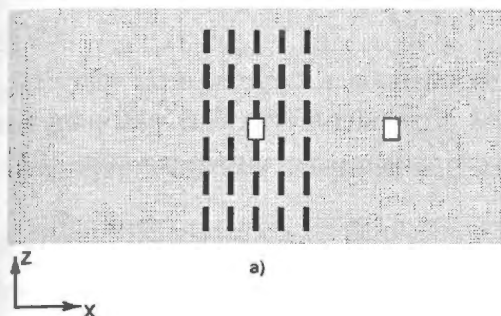


Рис. 1. Два сечения элементарного блока. Из блоков построена бесконечная полоса (по осям Y,Z). На боковых поверхностях по оси X моделируются условия вылета (утечки). Вдоль осей Y,Z — условия зеркального отражения.

При моделировании формировались гипотетические облучательные полости с размерами, соответствующими каналу. Материалом образца УКД равномерно заполнялась вся полость. По своим характеристикам полости соответствуют Горизонтальному каналу и Тепловой колонне. Размеры полостей 10x10x20 см. ЦОП расположена в центре моделируемой бесконечной полосы, а ТОП на расстоянии 110 см (по оси X) от центра.

Полости заполнены следующим составом: ^{164}Dy , ^{55}Mn , ^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br с ядерными плотностями $2.436 \cdot 10^{-9}$, $1.206 \cdot 10^{-8}$, $6.005 \cdot 10^{-9}$, $1.565 \cdot 10^{-8}$, $1.377 \cdot 10^{-7}$ /* соответственно (* - число атомов изотопа в 1см^3 объема полости в единицах 10^{24}).

Статистическая ошибка моделирования в заданном интервале энергии находится в пределах 2-3 %.

СРАВНЕНИЕ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫХ И РАСЧЕТНЫХ РЕЗУЛЬТАТОВ

ПАРАМЕТРЫ СПЕКТРОВ

Экспериментальными данными являются интегральные скорости реакций U_j ($j = 1, \dots, 5$ — соответственно для ^{64}Dy , ^{55}Mn , ^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br). Они могут быть представлены как

$$U_{\text{полн}} = U_{\text{теп}} + U_{\text{эпи}} \quad (1)$$

Скорости реакций в тепловой ($U_{\text{теп}}$) и эпитепловой ($U_{\text{эпи}}$) областях спектра вычисляются как

$$U_{\text{теп}} = F_{ij} \sigma_{\text{эф}j} n_j,$$

$$U_{\text{эпи}} = f_{\text{эп}ij} I_{\text{с}dj} n_j,$$

где: $\sigma_{эфj}$ — сечения, усредненные по тепловому спектру; $I_{сдj}$ — закадмиевый резонансный интеграл, n_j — число ядер в 1 мг элемента образца УЖД.

Параметры F_{ij} и $f_{эпij}$, получаемые из системы (1), используются для восстановления нейтронного спектра в форме

$$\Phi(E)dE = F_i E / (kT_n)^2 \exp(-E/kT) + \Delta(E/kT_n) f_{эпi} / E dE. \quad (2)$$

Таким образом сопоставляемыми данными являются $U_{jполн}$, $U_{jтеп}$, $U_{jэпн}$ и F_{ij} и $f_{эпi}$.

Для тепловой области спектра температуры нейтронов T_n взяты по данным метрологических измерений на реакторе Ф-1 [4] для ЦОП — 363°К, для ТОП — 293°К. Значения $f_{эпi}(Eрез)$ соответствовали вкладам резонансов в полную величину $f_{эпij}$. Резонансные интегралы ^{197}Au и ^{186}W в основном обуславливаются их резонансами 4.906 и 18.8 эВ. Резонансный интеграл ^{81}Br обуславливается его резонансами 101 и 135 эВ на 80 %.

При моделировании для энергий от 0.0013 до 195 эВ дифференциальные нейтронные спектры выводились в виде плотностей потоков нейтронов $\Phi(\Delta E, E)$ в интервалах энергий ΔE и в виде нарастающей суммы

$$S(E) = \sum_{E_{мин}}^E \Phi(\Delta E, E) .$$

В тепловой области расчетная функция $\Phi(\Delta E, E)$ хорошо аппроксимируется распределением Максвелла, и по ней определялась расчетная температура нейтронного газа. Температура нейтронов теплового спектра для ЦОП, определенная при моделировании и равная 367.6 °К хорошо совпадала с аттестованной температурой 363 °К. Температура нейтронов для ТОП, равная 315 °К, близка к температуре 293 °К, принимаемой для тепловой колонны по данным метрологических измерений.

Построенные спектры для ЦОП и ТОП приведены на рисунках 2 и 3. Расчетные значения были нормированы таким образом, чтобы в тепловой области они совпадали с экспериментальными

данными.

Для спектра ЦОП использовались значения F_i и $f_{эпi}$, приведенные в таблице 1. Спектр в эпитепловой области для энергетических интервалов, включающих резонансы ^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br , воспроизводился по соответствующим значениям $f_{эпi}$. Для области резонанса ^{81}Br значение $f_{эпi}$ было увеличено в 1.25 раза до величины $5.59 \cdot 10^7$ для учета вклада резонансов 101, 135 эВ в вели-

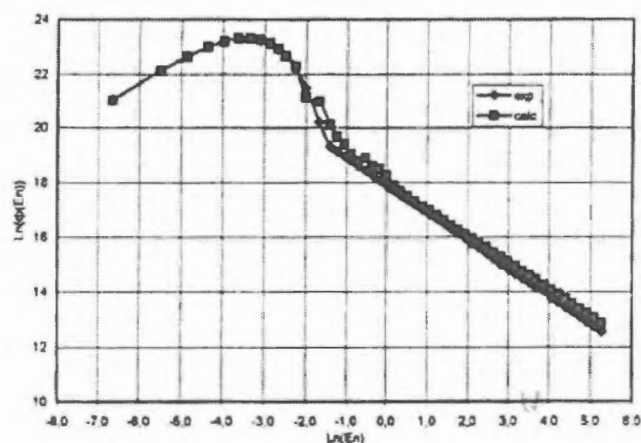


Рис. 2. Спектр нейтронов $F(E_n)$ для ЦОП

чине $f_{эпi}$. Расчетный спектр для ЦОП в эпитепловой области примерно на 27% превышает экспериментальный, т.е. оказался несколько жестче экспериментального, что также сказалось на отношениях расчетных и экспериментальных скоростей реакций в эпитепловой области.

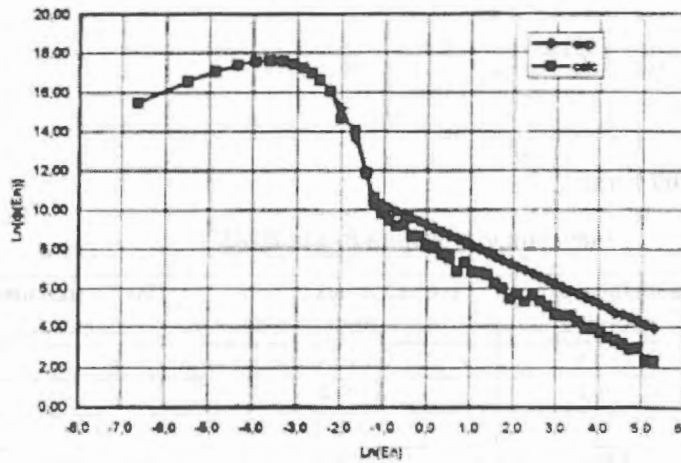


Рис. 3. Спектр нейтронов $F(E_n)$ для ТОП

Для спектра ТОП использовались значения F_i и $f_{эпи}$ из таблицы 1. Расчетный и полученный из экспериментальных данных тепловой спектры хорошо совпадают с классической формой (см. выражение 1). Экспериментальный спектр в эпитепловой области превышает расчетный. Это превышение можно считать естественным, поскольку экс-

периментальные значения для спектра ТОП являются верхней оценкой из-за малых значений активаций, близких к пределу чувствительности. Для спектра ТОП резко ослаблено влияние резонансов и практически невозможно определить $U_{эпи}$.

СКОРОСТИ РЕАКЦИЙ

По результатам моделирования получено два вида скоростей реакций - дифференциальные и интегральные, которые, в свою очередь, подразделялись на полные, тепловые и эпитепловые. Интегральные скорости реакций U определяются с использованием дифференциальных скоростей $V_i(E)$, дающих число актов реакции в интервале ΔE_i . Для интегральных скоростей:

$$U_{\text{полн}} = \sum_{i=E_{\text{мин}}}^{E_{\text{макс}}} V_i(E) \Delta E_i, \quad U_{\text{теп}} = \sum_{i=E_{\text{мин}}}^{E_{gr}} V_i(E) \Delta E_i, \quad U_{\text{эпи}} = \sum_{i=E_{gr}}^{E_{\text{макс}}} V_i(E) \Delta E_i$$

При моделировании приняты:

$E_{\text{мин}}$ — минимальная граница теплового спектра, в нашем случае — 0.0013 эВ,

E_{gr} — граничная энергия между тепловой и эпитепловой областями спектра — 0.3 эВ, которая уточнялась в процессе моделирования,

$E_{\text{макс}}$ — максимальная энергия в эпитепловой области спектра — 195 эВ.

Для интервалов ΔE рассчитаны значения $dV(E) = V(E)dE$. Из них вычислялись величины $V(E)$, графики для некоторых изотопов приведены на рисунках 4 и 5.

$$U(E) = \sum_{i=E_{\text{мин}}}^E V_i(E) \Delta E_i$$

Эти рисунки демонстрируют роль резонансов в спектрах: ^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br . Отличие для спектров ТОП и ЦОП соответствует вкладам различных областей энергий в активации. Видно, что основной вклад составляют энергии до $E_{\text{макс}}$.

Данные по скоростям реакций выводились при моделировании в виде чисел актов реакций на изотопах, входящих в состав УКД. Для сравнения с экспериментальными расчетные значения были перенормированы в значения для 1 мг элемента, а с целью устранения отличий абсолютных значений потоков проводилась нормировка величин $U^{\text{расч}}_j / U^{\text{экс}}_j$ на отношение

$$k = U^{\text{расч}}(\text{Au})_{\text{полн}} / U^{\text{экс}}(\text{Au})_{\text{полн}}$$

Для оценок вычислялись значения величин

$$R_{j\text{полн}} = k U^{\text{расч}}_{\text{полн}j} / U^{\text{эксп}}_{\text{полн}j}$$

$$R_{j\text{теп}} = k U^{\text{расч}}_{\text{теп}j} / U^{\text{эксп}}_{\text{теп}j}$$

$$R_{j\text{эпи}} = k U^{\text{расч}}_{\text{эпи}j} / U^{\text{эксп}}_{\text{эпи}j}$$

Значения величин R приведены в табл. 2.

Таблица 2. Значения отношений R_j для ЦОП

Активируемый изотоп	Для полных скоростей	Для тепловых скоростей	Для эпитепловых скоростей
^{164}Dy	0.993/4	0.976/4	-
^{55}Mn	0.996/4	1.05/4	-
^{197}Au	1.00/4	0.908/4	1.10/7
^{186}W	1.15/5	0.928/5	1.45/7
^{81}Br	1.17/5	0.974/5	1.39/7

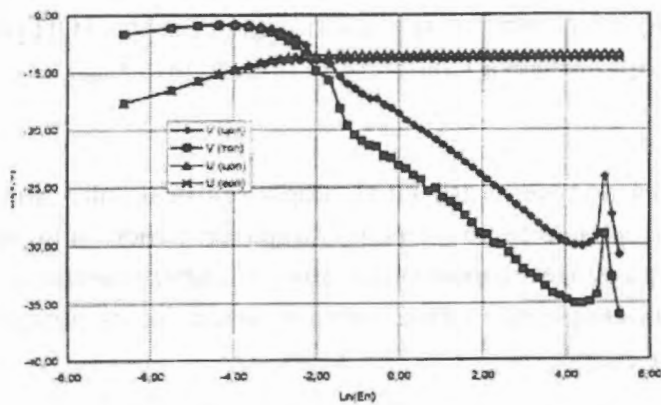


Рис. 4. Скорости реакций $V(En)$ и $U(En)$ для Dy^{164}

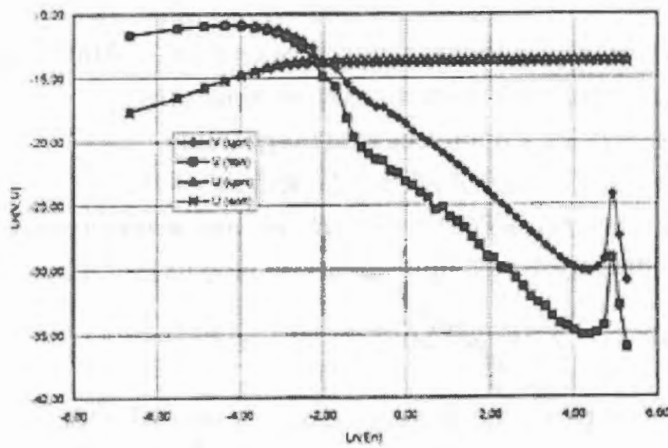


Рис. 5. Скорости реакций $V(En)$ и $U(En)$ для Au^{197}

Для ЦОП по детекторам ^{164}Dy , ^{55}Mn , ^{97}Au отличия для $R_{j\text{полн}}$ и $R_{j\text{теп}}$ от 1.0 находились в пределах ошибок. Однако, для эпитепловой области (^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br) они выше. Это отличие объясняется более жестким расчетным спектром $\Phi(E)$ и близко к отличию $f_{\text{эпи}j}^{\text{расч}}$ от $f_{\text{эпи}j}^{\text{эксп}}$. Отклонение данных для эпитепловой области рассматривается как основание для проведения коррекции принятой модели участка реактора Ф-1.

Для ТОП значения $R_{j\text{полн}}$ и $R_{j\text{теп}}$ практически совпадают и отличаются от 1.00 не более 1%. Значения $R_{j\text{эпи}}$ имеют большую ошибку и не приведены.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

С использованием программы *MCU* проведено моделирование характеристик спектров нейтронов, полученных по данным активационных измерений на реакторе Ф-1. Получены и сопоставлены параметры спектров плотностей потоков нейтронов (F_t , $f_{\text{эпи}}$ и T_n , Таблица 1) и скорости реакций активации для изотопов ^{164}Dy , ^{55}Mn , ^{197}Au , ^{186}W , ^{81}Br ($U_{\text{полн}}$, $U_{\text{теп}}$, $U_{\text{эпи}}$). В основном отличие экспериментальных и расчетных значений скоростей реакций составляло 6 - 10% (Табл. 2).

В тепловой области расчетные и экспериментальные спектры близки к друг другу и к распределению Максвелла.

В работе было использовано значительное количество экспериментальных данных (до 15 значений) для верификации программы моделирования, что позволяет повышать достоверность результатов сопоставлений.

Проведенное исследование представляет ценность для верификации расчетных программ. Оно представляет большой интерес для интерпретации данных эксперимента, позволяя получать информацию о дифференциальных спектрах нейтронов и скоростей реакций.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **История атомного проекта.** Под редакцией *Л.Л. Соколовского*. Курчатовский институт. М. 1996.
2. **Программа MCU-REA** с библиотекой констант *DLC/MCUDAT-2.1*. Вопросы атомной науки и техники. Серия Физика ядерных реакторов. 2001. Вып. 3.
3. **Demidov A.M., Efimov B.V., Ionov V.S., Dikarev V.S.** Application of Unified Complex Activation Detectors for Measurements of Reactor Neutron Spectra. Proc. LIANS 98. Paper - 241. LongIsland.5-8 October, 1998.
4. **Ломакин С.С., Петров В.И., Самойлов П.С.** Радиометрия нейтронов активационным методом. Энергоатомиздат. 1983.

Статья поступила в редакцию 26 сентября 2002 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с.60-67

УДК 628.518;621.039.58

ПРОБЛЕМЫ ПРИМЕНЕНИЯ ФЕДЕРАЛЬНОГО ЗАКОНА "О ТЕХНИЧЕСКОМ РЕГУЛИРОВАНИИ" К ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ПО ИСПОЛЬЗОВАНИИ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

О.М. Ковалевич

НТЦ Госатомнадзора Российской Федерации

С.Д. Гаврилов

ДЕКОМ Инжиниринг

Выполнен системный анализ Федерального Закона "О техническом регулировании" с целью исследования способов перехода к реализации данного Закона от ныне действующей системы в области использования атомной энергии. Проанализирована действующая система использования атомной энергии и одна из ее подсистем – ядерно-энергетические установки судов и плавучих средств. Сделана попытка сформулировать постановку задачи и возможные пути ее решения при трансформации ныне действующей системы в новую систему согласно Федеральному Закону "О техническом регулировании". Данная работа – начальный этап решения этой комплексной проблемы.

ВВЕДЕНИЕ

Принятый в конце 2002 года Федеральный Закон "О техническом регулировании" (27 декабря 2002 г. №184-ФЗ, далее по тексту - Закон) внесет существенное возмущение в сложившуюся в стране организацию обеспечения и регулирования безопасности во всех областях деятельности, так или иначе связанным с наличием или созданием угроз для государства, территорий, населения. Видятся две основные причины введения такого закона:

- создание единого подхода к обеспечению безопасности в стране и,
- стремление приблизить нашу практику по обеспечению *безопасности и качества* продукции к западным подходам ввиду ожидаемого вступления России во Всемирную торговую организацию.

Рассматриваемый Закон, в силу поставленных целей, представляет собой сложное юридическое образование (комплекс) с многоплановостью подпадающих под его действие объектов, видов деятельности, продукции, услуг и с многоиерархической структурой, регулирующей функционирование всей системы в различных областях народного хозяйства. Приведенные в статье 7 Закона девять видов деятельности, куда попадает и «ядерная и радиационная безопасность», требует разработки и принятия Государственной Думой Российской Федерации технических регламентов, которые должны устанавливать минимально необходимые требования обеспечения безопасности¹. Вероятно, не все обозначенные области применения данного Закона имели до этого одинаково развитую инфраструктуру системы регулирования, нормативных документов и т.д. Для областей деятельности со слаборазвитой системой регулирования адаптация к данному Закону будет, возможно, легче, поскольку начинать придется с состояния «белого листа». Для областей с развитой инфраструктурой, например, использования атомной энергии, потребуются кардинальный пересмотр сложившихся схем взаимодействия различных структур на разных уровнях, нормативных документов и т.п.

Задавшись целью понять, как будет действовать система взаимодействия участников (действующих лиц) только в узкой части сферы использования атомной энергии, касающейся атомных судов и плавучих средств и соответствующей инфраструктуры, мы пришли к выводу, что невозможно обойтись без системного анализа всего Закона. Поэтому предлагаемая статья написана по следующей схеме:

- Второй раздел посвящен системному анализу самого Закона.
- Третий раздел — возможной специфике применения Закона к сфере деятельности, связанной с использованием атомной энергии в целом.
- Четвертый раздел — непосредственно проблемы применения Закона к деятельности по использованию атомной энергии, в частности, для судов и иных плавсредств с ядерными установками и радиационными источниками.

¹Непонятно появление в первом абзаце п.1 статьи 7 слова «излучений», поскольку приводимые ниже 9 областей применения технических регламентов не все связаны с «облучением». Вероятно, это остатки от предыдущих проектов Закона. Другие замечания по тексту Закона даны в Приложении 1.

- Пятый раздел посвящен возможной постановке задачи и первым представлениям о путях ее решения.

СИСТЕМНЫЙ АНАЛИЗ ФЕДЕРАЛЬНОГО ЗАКОНА О ТЕХНИЧЕСКОМ РЕГУЛИРОВАНИИ

СФЕРА ОХВАТА ЗАКОНА

Настоящий Закон с точки зрения системного анализа представляет собой юридическое образование (комплекс) с многоиерархической структурой и с всеобъемлемостью подпадающих под действие Закона продукции, процессов производств, эксплуатации, хранения, перевозок, реализации и утилизации (п.1, Ст. 1).

Закон одновременно нацелен как на непосредственно опасные *объекты* и *процессы*, так и на конечную *продукцию*. Это новый для нашей практики подход, когда в одном документе сделана попытка объединить разные по существу требования. Может быть опасным объект, изготавливающий определенную продукцию, и совершенно безопасна сама продукция и наоборот. Сегодняшняя практика в стране в большей части разделяет регулирование и контроль за этими двумя объектами, находящимися в одной цепочке вида деятельности.

Приводимые в статье 7 (п.1) виды технических регламентов, как основного документа регулирования безопасности, указывают на основные виды деятельности, представляющие угрозу населению и окружающей среде. Пока неясно, как указанные технические регламенты смогут охватить все возможные угрозы от техногенной деятельности. Будущее покажет. По крайней мере, каждый технический регламент должен будет обозначить сферу своего действия и тогда будет ясно, все ли охвачено.

ДЕЙСТВУЮЩИЕ ЛИЦА (УЧАСТНИКИ) ПРОЦЕССА В РАМКАХ ЗАКОНА И ИХ ВЗАИМОДЕЙСТВИЕ

Закон обозначает целый ряд действующих лиц (участников) в рамках Закона, название и функции которых в большинстве случаев отличаются от состояния до принятия Закона.

В таблице 1 приведен список таких действующих лиц и статьи Закона, где определяются основные их функции.

Т а б л и ц а 1. Действующие лица (участники) в рамках Закона

№№ п/п	Название действующего лица	Условное обозначение	Статьи закона
1	Государственная Дума	ГД	Ст. 9 (п. 4,7,8)
2	Правительство РФ	П	Ст. 7 (п. 10,12); Ст. 9 (п. 7,8,9,10), Ст. 10
3	Федеральный орган исполнительной власти по техническому регулированию	ФОТР	Ст. 4 (п. 3); Ст. 9 (п. 3)
4	Федеральный орган исполнительной власти	ФОИВ	Ст. 4 (п. 3)

5	Орган государственного контроля (надзора) за соблюдением ТР	ОГКН	Ст. 26 (п. 2); Ст. 28 (п. 2)
6	Орган по сертификации	ОС	Ст. 2
7	Заявитель	З	Ст. 2
8	Орган по аккредитации	ОА	Ст. 2
9	Информационная система общего пользования	ИСОП	Ст. 9 (п. 3, 5)
10	Национальный орган РФ по стандартизации	НОС	Ст. 14
11	Технические комитеты по стандартизации	ТКС	Ст. 14
12	Экспертная комиссия по техническому регулированию	ЭКТР	Ст. 9 (п. 4)
13	Разработчик технического регламента	РТР	Ст. 9 (п. 2, 3)
14	Субъект права законодательной инициативы	СЗИ	Ст. 9 (п. 7);
15	Изготовитель (исполнитель, продавец)	И	Ст. 36 (п. 1);
16	Испытательные лаборатории (центры)	ИЛ	Ст. 26 (п. 4);
17	Таможенный орган	ТО	Ст. 29

В таблице 2 в виде матрицы представлена информация о взаимодействии указанных выше участников в соответствии с принятой в таблице 1 аббревиатурой. В элементе матрицы обозначена ссылка на статью о соответствующем взаимодействии.

АББРЕВИАТУРА, ПРИМЕНЕННАЯ В МАТРИЦЕ ВЗАИМОДЕЙСТВИЯ

- ГД — Госдума;
- П. — Правительство РФ;
- ФОТР — федеральный орган исполнительной власти по техническому регулированию;
- ФОИВ — федеральный орган исполнительной власти;
- ОГКН — орган государственного контроля (надзора) за соблюдением технического регламента;
- ОС — орган сертификации;
- З — заявитель (физическое, юридическое лицо);
- ОА — орган по аккредитации;
- ИСОП — информационная система общего пользования;
- НОС — национальный орган РФ по стандартизации;
- ТКС — технический комитет по стандартизации;
- ЭКТР — экспертная комиссия по техническому регулированию;
- РТР — разработчик технического регламента;
- СЗИ — субъект права законодательной инициативы;
- И (Прод) — изготовитель (изготовитель, продавец);
- ИЛ(Ц) — испытательные лаборатории (центры);
- ТО — таможенный орган.

Таблица 2. Матрица взаимодействия организаций при действии ФЗ-184

		И (Прод)	ИЛ(Ц)	3	РТР	ОА	ОС	ТКС	НОС.	ЭКТР	ФОИВ	СЗИ	ОГКН	ФОТР	П	ГД	ТО	
		1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17
И (Прод)	1												Ст37п1 Ст38п1,2					
ИЛ(Ц)	2					Ст26п2,4												
3	3					Ст28п1	Ст2п1 Ст28п1,2	Ст16п7	Ст16п3,5 Ст22п2		Ст9п3,5 Ст16п5 Ст25п2		Ст28п2	Ст21п3,5 Ст24п5,6, 7 Ст28п2	Ст24п6 Ст27п1		Ст29п1	Ст9п3,5 Ст16п3,5
РТР	4									Ст9п4	Ст9п4,5					Ст9п4		Ст9п3,4,5
ОА	5														Ст26п1			
ОС.	6		Ст26п2,4	Ст21п1 Ст25п1,5							Ст21п3		Ст26п2	Ст21п3 Ст26п3	Ст23п4 Ст26п3			
КС.	7								Ст16п8									
НОС.	8	Ст16п3												Ст16п8				Ст16п8
ЭКТР.	9										Ст9п9			Ст9п9	Ст9п9 Ст10п3			Ст9п9
ФОИВ.	10																	
СЗИ	11															Ст9п7		
ОГКН	12	Ст37п2 Ст39п2		Ст37п2 Ст39п2														
ФОТР.	13																	Ст9п6 Ст16п8,9 Ст21п5
П	14					Ст31п3			Ст43п2	Ст10п3				Ст10п3				
ГД	15										Ст9п8				Ст9п7,8			Ст9п6,8
ИСОП.	16												Ст32п1					
ТО	17														Ст29п1,3			

ПЕРЕЧЕНЬ ПРЕДУСМАТРИВАЕМЫХ ЗАКОНОМ НОРМАТИВНЫХ ДОКУМЕНТОВ

Перечень определяемых в рамках Закона документов, разработчик документов и орган (органы), его утверждающий, приведены в таблице 3.

Т а б л и ц а 3. Официальные документы, определяемые Законом №184-ФЗ

№ п/п	Название документа	Условное обозначение	Статья закона	Разработчик, орган рассмотрения или утверждающий
1	Технический регламент	ТР	Ст. 2, Ст.9 п. 1,2	Любое лицо. Федеральное Законодательство. Международные договоры
2	Общий технический регламент	ОТР	Ст. 8	Любое лицо. Федеральное Законодательство. Международные договоры
3	Специальный технический регламент	СТР	Ст. 8	Любое лицо. Федеральное Законодательство. Международные договоры
4	Декларация о соответствии	ДС	Ст. 2, Гл.4. Ст.24	Заявитель. Федеральный орган исполнительной власти по техническому регулированию
5	Знак обращения на рынке	ЗОР	Ст. 2, 27	Заявитель. Федеральный орган исполнительной власти по техническому регулированию
6	Знак соответствия	ЗН	Ст. 2	Заявитель. Федеральный орган исполнительной власти по техническому регулированию
7	Национальный стандарт	НС	Ст. 14,15, 16 п.2	Любое лицо. Национальный орган по стандартизации
8	Подтверждение соответствия	ПС	Ст. 28	Заявитель. Орган сертификации. Федеральный орган исполнительной власти по техническому регулированию
9	Программа разработки технических регламентов	ПТРП	Ст. 7 (п. 12)	Правительство РФ
10	- Национальные стандарты - Правила стандартизации, нормы - Классификаторы (т.э. и социальные информации)	НС ПС К	Ст. 2,13,14, 15,16 п.2, Ст. 13,16 Ст. 15	Любое лицо. Национальный орган по стандартизации
11	Стандарты организаций	СО	Ст. 17	Организации и саморегулируемые органы технического комитета по стандартизации
12	Знак соответствия национальному стандарту	ЗНС	Ст. 2, 22	Заявитель. Национальный орган по стандартизации
13	Сертификат системы качества	ССК	Ст. 24 (п. 4)	Заявитель. Национальный орган по стандартизации
14	Федеральный информационный фонд ТР и стандартов	ФИФТРС	Ст. 44	Заявитель. Национальный орган по стандартизации

СОДЕРЖАНИЕ ТЕХНИЧЕСКИХ РЕГЛАМЕНТОВ

Технические регламенты принимаются в целях (Ст. 6):

- защиты жизни или здоровья граждан, имущества физических или юридических лиц, государственного или муниципального имущества;
- охраны окружающей среды, жизни или здоровья животных и растений;
- предупреждения действий, вводящих в заблуждение приобретателей;

Принятие технических регламентов в иных целях не допускается.

Согласно Закону, к содержанию общего технического регламента предъявляют требования согласно таблице 4.

Специальные технические регламенты, согласно Ст. 8 (п. 5), разрабатываются в случае превышения «степени риска», установленного общим техническим регламентом (см. ниже).

Т а б л и ц а 4. Требования к Общему техническому регламенту

№ п/п	Статья Закона	Требования
1	Ст. 2	Устанавливает обязательные для применения и исполнения требования к объектам технического регулирования
2	Ст. 7	С учетом степени риска причинения вреда устанавливают минимально необходимые требования, обеспечивающие: <ul style="list-style-type: none"> - ядерную и радиационную безопасность; - безопасность излучений; - биологическую безопасность; - взрывобезопасность; - механическую безопасность; - пожарную безопасность; - промышленную безопасность; - термическую безопасность; - химическую безопасность; - электрическую безопасность; - электромагнитную совместимость в части обеспечения безопасности работы приборов и оборудования; - единство измерений
3	Ст. 7	Должен содержать: <ul style="list-style-type: none"> - исчерпывающий перечень продукции, процессов производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации в отношении которых устанавливаются его требования; - правила идентификации объекта технического регулирования для целей применения технического регламента Могут содержаться: <ul style="list-style-type: none"> - правила и формы оценки соответствия (в том числе схемы подтверждения соответствия), определяемые с учетом степени риска - предельные сроки оценки соответствия в отношении каждого объекта технического регулирования. и (или) - требования к терминологии, упаковке, маркировке или этикеткам и правилам их нанесения
4	Ст. 7	Должен содержать требования к характеристикам продукции, процессам производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации;

		Не должен содержать требования к конструкции и исполнению, за исключением случаев, если из-за отсутствия требований к конструкции и исполнению с учетом степени риска причинения вреда не обеспечивается достижение указанных в пункте 1 статьи 6 настоящего Федерального закона целей принятия технического регламента
5	Ст. 7	С учетом степени риска причинения вреда могут содержаться специальные требования к продукции, процессам производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации, требованиям к терминологии, упаковке, маркировке или этикеткам и правилам их нанесения, обеспечивающие защиту отдельных категорий граждан (несовершеннолетних, беременных женщин, кормящих матерей, инвалидов)
6	Ст. 7	Не может содержать требования к продукции, причиняющей вред жизни или здоровью граждан, накапливаемый при длительном использовании этой продукции и зависящий от других факторов, не позволяющих определить степень допустимого риска. В этих случаях технический регламент может содержать требование, касающееся информирования приобретателя о возможном вреде и о факторах, от которых он зависит
7	Ст. 7	Международные стандарты и (или) национальные стандарты могут использоваться полностью или частично в качестве основы для разработки проектов технических регламентов
8	Ст. 7	Технический регламент может содержать специальные требования к продукции, процессам производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации, терминологии, упаковке, маркировке или этикеткам и правилам их нанесения, применяемые в отдельных местах происхождения продукции, если отсутствие таких требований в силу климатических и географических особенностей приведет к недостижению целей, указанных в пункте 1 статьи 6 настоящего Федерального закона
9	Ст. 8. п. 2	Требования общего технического регламента обязательны для применения и соблюдения в отношении любых видов продукции, процессов производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации
10	Ст. 8. п. 3	Требованиями специального технического регламента учитываются технологические и иные особенности отдельных видов продукции, процессов производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации и утилизации
11	Ст. 8. п. 4	Общие технические регламенты принимаются по вопросам: <ul style="list-style-type: none"> – безопасной эксплуатации и утилизации машин и оборудования; – безопасной эксплуатации зданий, строений, сооружений и безопасного использования прилегающих к ним территорий; – ядерной и радиационной безопасности; – пожарной безопасности; – биологической безопасности; – электромагнитной безопасности; – экологической безопасности
12	Ст. 11	Стандартизация осуществляется в целях: <ul style="list-style-type: none"> – содействия соблюдению требований технических регламентов; – повышения уровня безопасности объектов с учетом риска возникновения чрезвычайных ситуаций природного и техногенного характера
13	Ст. 23. п. 1	Обязательное подтверждение соответствия проводится только в случаях, установленных соответствующим техническим регламентом, и исключительно на соответствие требованиям технического регламента.
14	Ст. 24	Декларирование соответствия: <ul style="list-style-type: none"> – круг заявителей устанавливается соответствующим техническим регламентом; – декларация о соответствии оформляется на русском языке и должна содержать:

		<ul style="list-style-type: none"> – наименование технического регламента, на соответствие требованиям которого подтверждается продукция; – заявление заявителя о безопасности продукции при ее использовании в соответствии с целевым назначением и принятии заявителем мер по обеспечению соответствия продукции требованиям технических регламентов; – сведения о проведенных исследованиях (испытаниях) и измерениях, сертификате системы качества, а также документах, послуживших основанием для подтверждения соответствия продукции требованиям технических регламентов; – срок действия декларации о соответствии; – иные предусмотренные соответствующими техническими регламентами сведения. – срок действия декларации о соответствии определяется техническим регламентом
15	Ст. 25	<p>Обязательная сертификация осуществляется органом по сертификации на основании договора с заявителем. Схемы сертификации, применяемые для сертификации определенных видов продукции, устанавливаются соответствующим техническим регламентом.</p> <p>Соответствие продукции требованиям технических регламентов подтверждается сертификатом соответствия, выдаваемым заявителю органом по сертификации</p>

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПОНЯТИЙ «РИСК» И «СТЕПЕНЬ РИСКА»

По своей основной направленности настоящий Закон использует внедряемую сейчас в мире «концепцию риска», т.е. не абсолютного (детерминистского) подхода к обеспечению безопасности продукции, производства и т.п., а безопасность в пределах принимаемого обществом «допустимого риска» (степени риска). Необходимо отметить, что в этой широко дискутируемой проблеме однозначная формулировка понятия "риск" еще не установлена, поскольку применение самого понятия используется во многих сферах государственной, научной и бытовой деятельности (политической, финансовой, техногенной, природной и т.п.).

Представляется целесообразным иметь два толкования понятия «риск» - **качественное** и **количественное**. Качественная характеристика может объединить все возможные случаи использования этого понятия как наличие некоей опасности (угрозы) без попытки количественно определить этот показатель. В этом отношении примененное в Законе определение понятия «риск» могло бы служить приемлемым для всех **качественных** определений понятия «риск», если заменить первое слово в определении "риска" «**вероятность**» на слово «**возможность**», а в конце определения записать «**с учетом вероятности и ущерба**». «Вероятность» в математике есть количественная величина и применение этого слова в понятии «риск» в Законе может толковаться как количественное определение, что на самом деле противоречит складывающемуся в науке и практике представлений о риске как произведения вероятности неблагоприятного события на его последствия (ущерб, вред и т.п.). Неоднократно использованное в Законе понятие «степень риска» явно имеет количественный характер. От значения «степени риска» в Законе зависит целый ряд действий (см. Табл. 5). Поэтому от того, как будет определяться «степень риска», зависит выполнение целого ряда положений Закона. Ясно, что использование в качест-

ве критерия только «вероятности», без определения масштаба последствий, заставит учитывать множество незначимых событий.

Т а б л и ц а 5. Действия, зависящие от «степени риска» в рамках Закона

№ п/п	Статья Закона	Действие, зависящие от «степени риска»
1	Ст. 8 (п. 5)	Необходимость разработки «специальных технических регламентов»
2	Ст. 23 п. 2	Установление форм и схем подтверждения соответствий техническому регламенту
3	Ст. 7 п.1, п.3	Содержание и применение технических регламентов
4	Ст. 11 п.2	Цели стандартизации

Вероятно, будут необходимы работы и разъяснения по поводу определений понятий «риск» и «степень риска».

ДОПОЛНИТЕЛЬНЫЕ НОРМАТИВНЫЕ И ЗАКОНОДАТЕЛЬНЫЕ АКТЫ ГОСДУМЫ РФ И ПРАВИТЕЛЬСТВА РФ ДЛЯ ФУНКЦИОНИРОВАНИЯ ФЕДЕРАЛЬНОГО ЗАКОНА №184-ФЗ

Рассматриваемый закон в большинстве случаев не является законом прямого действия и для своего функционирования требует ряд дополнительных федеральных законов и постановлений Правительства РФ. В таблице 6 приведены эти необходимые акты со ссылками на статьи Закона.

Т а б л и ц а 6. Федеральные законы и Постановления Правительства РФ, необходимые в развитие федерального закона "О техническом регулировании"

№ п/п	Статьи закона	Содержание документа (кто выпускает)
1	Ст. 5	Порядок разработки, принятия и применения документов по оборонной продукции (П)
2	Ст. 5	Порядок оценки соответствия для оборонной продукции (П)
3	Ст.7 (п.12)	Программа разработки технических регламентов (П)
4	Ст. 7 (п.12)	Постоянный учет и анализ всех случаев причинения вреда вследствие нарушения требований технического регламента (П)
5	Ст. 9 (п.6)	Порядок опубликования уведомлений и размер платы за опубликование проектов ТР. (ФОИВ по ТР)
6	Ст. 9 (п.8)	Порядок и плата за опубликование проекта федерального закона о ТР (П)
7	Ст. 9 (п.9)	Порядок создания и деятельности экспертных комиссий (П)
8	Ст. 9 (п.9)	Порядок опубликования заключений экспертных комиссий (П)
9	Ст. 10 (п.3)	Порядок опубликования ТР при особом порядке (П)
10	Ст. 15 (п.3)	Порядок разработки общероссийских классификаторов (П)
11	Ст. 16 (п.6)	Порядок опубликования и плата за проект стандарта (П)
12	Ст. 22 (п.3)	Плата за регистрацию добровольной системы сертификации (П)
13	Ст. 23 (п.4)	Методика определения стоимости работ по обязательному подтверждению соответствия (П)
14	Ст. 24 (п.6)	Порядок введения реестра деклараций о соответствии (П)
15	Ст. 26 (п.1)	Порядок аккредитация органов сертификации (ОС) П
16	Ст. 26 (п.2)	Порядок привлечения испытательных и измерительных лабораторий (центров) (П)
17	Ст. 26 (п.2)	Методики определения стоимости работ по сертификации (П)

18	Ст. 26 (п.3)	Порядок ведения единого реестра выданных сертификатов (П)
19	Ст. 27 (п.1)	Устанавливается изображение знака обращения на рынке (П)
20	Ст. 29 (п.3)	Порядок ввоза на таможенную территорию продукции, подлежащей обязательному подтверждению соответствия (П)
21	Ст. 31 (п.3)	Порядок аккредитации органов по сертификации и испытательных лабораторий (П)
22	Ст. 32 (п.2)	ГК (Н) РФ
23	Ст. 34 (п.1)	Порядок мероприятия по государственному контролю (надзору) за соблюдением требований технических регламентов в порядке, установленном законодательством Российской Федерации (ГК (Н)РФ)
24	Ст. 34 (п.1)	Привлекать к ответственности в соответствии с законодательством Российской Федерации (ГК (Н) РФ)
25	Ст. 34 (п.2), Ст. 35 (п.1)	Соблюдать порядок мероприятий. (см. и 23) (ГК (Н) РФ)
26	Ст. 36 (п.2)	Ответственность изготовителя в соответствии с Законом РФ
27	Ст. 37 (п.3)	Возмещение вреда в соответствии с законодательством РФ
28	Ст. 40 (п. 3)	Меры уголовного и административного воздействия за нарушение требований настоящего Федерального закона об отзыве продукции. (Законодательство РФ)
29	Ст. 41 и 42	Ответственность за нарушение работ по сертификации в соответствии с законодательством РФ. (Законодательство РФ)

СОВРЕМЕННАЯ СТРУКТУРА ОРГАНИЗАЦИИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

ОБЪЕКТЫ И ВИДЫ ДЕЯТЕЛЬНОСТИ

Среди девяти направлений, обозначенных в статье 7 Закона №184-ФЗ, по которым предполагается создавать технические регламенты, – направление ядерной и радиационной безопасности. Под данное направление подпадают практически все упоминаемые Законом отношения, возникающие при «разработке, принятии, применении и исполнения обязательных требований к продукции, процессам производства, эксплуатации, хранения, перевозки, реализации» (статья 1, п. 1).

Выделенная отдельной строкой «оценка соответствия» также отражена в нынешней практике в виде требования о соответствии положениям правил и норм, но в несколько другой действующей сейчас процедуре Закона об использовании атомной энергии.

В Федеральном законе «О использовании атомной энергии» (21 ноября 1995 г. № 170-ФЗ, далее по тексту - Закон №170-ФЗ), который, без сомнения, должен быть использован при подготовке Технического регламента по ядерной и радиационной безопасности, определены:

Объекты применения Закона №170-ФЗ (статья 3):

- ядерные установки;
- радиационные источники;
- пункты хранения ядерных материалов и радиоактивных веществ, хранилища радиоактивных отходов;
- ядерные материалы;
- радиоактивные вещества;

- радиоактивные отходы.

Виды деятельности (статья 4):

- размещение, проектирование, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения;
- разработка, производство, испытание, транспортирование, хранение, утилизацию, использование ядерных зарядов в мирных целях и обращение с ними;
- обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами, в том числе при разведке и добыче полезных ископаемых, содержащих эти материалы и вещества, при производстве, испытании, переработке, транспортировании и их хранении;
- обеспечение безопасности при использовании атомной энергии;
- контроль за обеспечением ядерной, радиационной, технической и пожарной безопасностью (далее безопасность) ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения, за обеспечением санитарно-эпидемиологического благополучия граждан при использовании атомной энергии;
- проведение научных исследований во всех областях использования атомной энергии;
- физическая защита ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- учет и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- экспорт и импорт ядерных установок, оборудования, технологий, ядерных материалов, радиоактивных веществ, специальных неядерных материалов и услуг в области использования атомной энергии;
- государственный контроль за радиационной обстановкой на территории Российской Федерации;
- подготовка специалистов в области использования ядерных установок, радиационных источников, пунктов хранения, ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- выполнение иных видов деятельности в области использования атомной энергии.

Очевидно, что Технический регламент Закона №184-ФЗ должен распространяться на указанные объекты и виды деятельности.

Особо следует отметить действующий ныне Федеральный Закон «О радиационной безопасности населения». Затрагиваемые им вопросы касаются медико-гигиенических аспектов действия излучения, и вопрос включения этих аспектов в единый технологический регламент должен быть предметом обсуждения.

УЧАСТНИКИ ПРОЦЕССА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

Государственные органы управления

- Минатом России;
- Минтранс России;

- Министерство образования РФ;
- Российская академия наук;
- Минприроды России;
- МЧС России;
- Российское Агенство по судостроению.

Регулирующие органы

- Госатомнадзор России;
- Минздрав России;
- Госгортехнадзор РФ
- МЧС России;
- Минтранс России (Российский Морской Регистр судоходства).

Органы стандартизации и сертификации.

- Госстандарт России;
- Совет по аккредитации (Система сертификации Минатома, Госстандарта и Госатомнадзора).

Производители оборудования и услуг

- Различные министерства РФ;
- Федеральные государственные унитарные предприятия и организации;
- Различные негосударственные (коммерческие) предприятия и организации.

ДЕЙСТВУЮЩИЕ НОРМАТИВНО-ПРАВОВЫЕ АКТЫ В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ

- Федеральные Законы;
- Указы Президента и постановления Правительства;
- Федеральные нормы и правила (утверждаются регулирующим органом);
- Документы регулирующих органов (утверждаются регулирующим органом);
- Стандарты (не противоречащие федеральным нормам и правилам), отраслевые документы (утверждаются Госстандартом, руководством отрасли).

СОВРЕМЕННЫЕ СТРУКТУРЫ ПО ПРОБЛЕМЕ ПРИМЕНЕНИЯ ФЕДЕРАЛЬНОГО ЗАКОНА №184-ФЗ К ДЕЯТЕЛЬНОСТИ ОТНОСИТЕЛЬНО СУДОВ И ИНЫХ ПЛАВСРЕДСТВ С ЯДЕРНЫМИ УСТАНОВКАМИ И РАДИАЦИОННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ

ОБЪЕКТЫ С ЯУ И РАДИАЦИОННЫМИ ИСТОЧНИКАМИ

Конкретность рассматриваемой области требует учета более детальных вопросов, в частности, этапов жизненного цикла рассматриваемых судов и иных плавучих средств с ЯУ и РИ, а именно:

- проектирование;
- изготовление оборудования;
- строительство судов и иных плавучих средств с ЯУ и РИ, ввод в эксплуатацию;
- эксплуатация;
- вывод из эксплуатации;
- утилизация.

Указанный класс объектов, в соответствии с Федеральным Законом №170-ФЗ, попадает под класс «ядерные установки», куда входят и объекты другого назначения. Этот факт необходимо учитывать при трансформации в новый Закон.

Виды деятельности из Закона №170-ФЗ, распространяющиеся на суда и иные плавсредства с ЯУ и РИ, следующие:

- размещение, проектирование, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации ядерных установок, радиационных источников и пунктов хранения;
- обращение с ядерными материалами и радиоактивными веществами, в том числе при разведке и добыче полезных ископаемых, содержащих эти материалы и вещества, при производстве, испытании, переработке, транспортировании и хранении ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- обеспечение безопасности при эксплуатации судов и иных плавсредств с ЯУ и РИ;
- проведение научных исследований в обеспечение использования судов и иных плавсредств с ЯУ и РИ;
- физическая защита судов и иных плавсредств с ЯУ и РИ, используемых на них, ядерных установок, радиационных источников, ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- учет и контроль ядерных материалов и радиоактивных веществ;
- подготовка специалистов в области использования судов и иных плавсредств с ЯУ и РИ.

УЧАСТНИКИ ПРОЦЕССА

Федеральные органы управления

- Минатом России;
- Российское агентство по судостроению.
- Минтранс России;
- Минздрав России;

- МЧС России;
- Российская академия наук;
- Минприроды России;
- Министерство внутренних дел России;
- Минобразования России;

Регулирующие органы

- Госатомнадзор России;
- Минздрав России;
- МЧС России;
- Минтранс России (Российский Морской Регистр судоходства).

Органы стандартизации и сертификации

- Госстандарт России;
- Совет по аккредитации (Система сертификации Минатома, Госстандарта и Госатомнадзора).

Производители оборудования и услуг

- Министерства и ведомства России;
- Федеральные государственные унитарные предприятия и организации;
- Негосударственные предприятия и организации.

ДЕЙСТВУЮЩИЕ НОРМАТИВНО-ПРАВОВЫЕ ДОКУМЕНТЫ

- Федеральный Закон "Об использовании атомной энергии" (особенно глава VIII);
- Федеральный Закон "О радиационной безопасности населения";
- Международные Конвенции;
- Федеральные нормы и правила, относящиеся к судам и иным плавсредствам с ЯУ и РИ;
- Документы регулирующих органов;
- Правила Российского Морского Регистра судоходства;
- Международные договоры;
- Стандарты (не противоречащие федеральным нормам и правилам), отраслевые документы (утверждаются Госстандартом и руководством отрасли Минатома и Минтрансом).

ВОЗМОЖНАЯ ПОСТАНОВКА ЗАДАЧИ И ПУТИ ЕЕ РЕШЕНИЯ

Для трансформации от нынешнего состояния к состоянию, предписываемому «Законом о техническом регулировании», по мнению авторов, представляющее, по сути, установление новых участников (действующих лиц) и распределения между ними необходимых функций и связей, следует исходить из двух предпосылок:

- новые структуры должны ослабить государственно-бюрократический пресс на любой вид деятельности, обеспечить развитие конкуренции и тем самым способствовать развитию народного хозяйства;

– с другой стороны, не должна быть потеряна определенная часть государственных управленческих функций, обеспечивающая задаваемое развитие всей системе.

С учетом этих предпосылок для конкретно интересующей нас отрасли использования атомной энергии в мирных целях задача состоит в правильном отражении ныне действующих структур и выполняемых ими функций в предписываемые Законом №184-ФЗ новые структуры, их функции и порядок их взаимодействия. После решения этой более общей задачи, на ее фоне и подобии может быть рассмотрена более узкая задача ядерных судов и иных плавучих объектов с ЯУ и РИ с соответствующей инфраструктурой.

Ситуация осложняется необходимостью реализации 29 постановлений Правительства и дополнительных Законов (см. таблицу 6).

На рисунке 1 схематически представлена задача трансформации действующей системы для использования атомной энергии (ИАЭ), в частности, для ЯУ и ИР на сегодняшний день ($t \leq 0$) и при введении 184-ФЗ ($t > 0$).

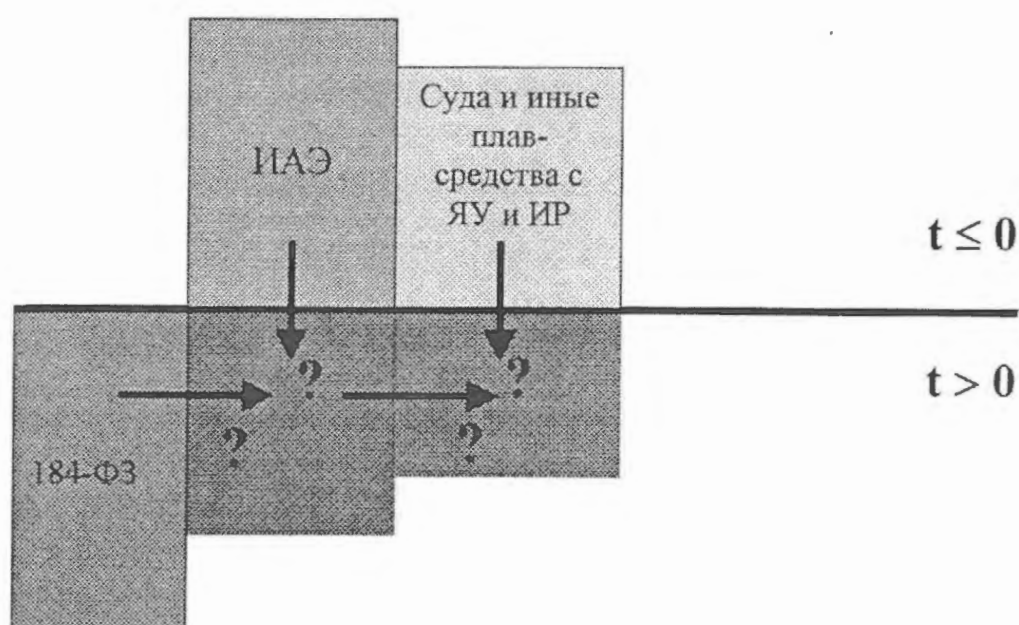


Рис. 1. Схематическое изображение трансформации действующей системы ($t \leq 0$) использования атомной энергии для объектов с ЯУ и РИ в требования Закона 184-ФЗ ($t > 0$)

ПОПЫТКА СФОРМУЛИРОВАТЬ НЕОБХОДИМУЮ ЗАДАЧУ НА МАТЕМАТИЧЕСКОМ ЯЗЫКЕ

Пусть имеется множество векторов X_i в "старой" системе ($t \leq 0$). У каждого из векторов имеется определенное количество компонентов K , так что в "старой" системе имеется множество многокомпонентных векторов $\{X_i^k\}$.

Аналогично в "новой" системе ($t > 0$) имеем множество многокомпонентных векторов $\{Y_j^n\}$, определяемых Законом 184-ФЗ.

Вектора X_i и Y_j отражают все многочисленные характеристики "старой" и "новой" системы. Сюда входят действующие лица (участники), нормативные документы, схемы взаимодействия, процедуры и т.п. В качестве компонент этих векторов k и n могут быть функции, требования, условия и т.п.

В общем виде задача ставится как трансформация с помощью некоторого оператора T_{tr} множества $\{X_i^k\}$ в множество $\{Y_j^n\}$, т.е.

$$T_{tr}\{X_i^k\} = \{Y_j^n\} \quad (1)$$

Множество $\{Y_j^n\}$ задано в самом общем виде в Законе ФЗ-184 и частично отражено в разделе 2. Оператор T_{tr} должен обеспечить следующие действия:

1. Обеспечить подходящее (соответствующее Закону №184-ФЗ) заполнение компонента Y_j^n компонентами X_i^k .
2. Выявить не востребованные при предыдущей операции множество компонент $\{X_i^k\}_{невостр}$ и решить, являются они либо **не нужными** в области векторов $\{Y_j^n\}$ или представленное множество $\{Y_j^n\}$ не учитывает необходимые функции и требования, существующие на сегодняшний день, т.е. разделить множество $\{X_i^k\}_{невостр}$ на две части:

$$\{X_i^k\}_{невостр} = \{X_i^k\}_{ненужные} + \{X_i^k\}_{необходимые} \quad (2)$$

В первом приближении видятся следующие этапы решения поставленной задачи:

1. Составление глоссария понятий для функций и требований, одинаково толкуемых в множестве $\{X_i^k\}$ и $\{Y_j^n\}$. Без этого нельзя будет адекватно судить о востребованности множеством $\{Y_j^n\}$ определенных элементов множества $\{X_i^k\}$ и выделении "невостребованной" части $\{X_i^k\}_{невостр}$.
2. С учетом подготовленного глоссария составить сводку векторов и их компонент в системе $\{X_i^k\}$ и $\{Y_j^n\}$ рассматриваемой области деятельности.
3. Провести операции согласно уровню (1) и выявление соответствующих частей согласно уровню (2).
4. Определиться, что делать с частью множества $\{X_i^k\}_{необход}$ т.е. необходимым, но невостребованным множеством $\{Y_j^n\}$ (расширять диапазон компоненты векторов Y_j^n , т.е. вносить добавления или разъяснения в Закон №184-ФЗ и т.п.).

Для проблемы использования атомной энергии, как и для других упомянутых в Законе №184-ФЗ областей деятельности, где требуется принятие технических регламентов, возможны следующие пути решения поставленной задачи:

- от общего к частному;
- от частного к общему.

Практически, целесообразнее будет использовать комбинированный итерационный процесс - следует вести первые проработки по узким поднаправлениям деятельности, потом попытаться объединить их в рамках всего направления деятельности, выявить все возникающие разногласия, вернуться на основе этого к узким поднаправлениям и так далее до необходимой сходимости результатов.

Из представленного видно, насколько это громоздкая и трудоемкая задача. Решение ее вручную создает необходимость в больших трудовых и финансовых за-

тратах, допускает вероятности пропуска или неправильного учета отдельных компонент, задержку во времени сходимости процесса трансформации. Нам видится, что здесь необходимо применить машинный анализ и синтез. Похоже, что математически эта задача сродни задаче машинного перевода текста с одного языка на другой.

Несколько примеров построения указанных выше многокомпонентных векторов приведено в Приложении 2.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Принятие Федерального Закона "О техническом регулировании" требует неординарных усилий по трансформации ныне действующих организационных и нормативных систем в различных областях деятельности, в том числе в области использования атомной энергии, в новую систему.

В настоящей работе выполнен определенный системный анализ нового Закона с выделением основных его положений, т.е. определены основные составляющие новой системы, в которые должна трансформироваться в той или иной степени ныне действующая система.

В первом приближении сформулирована постановка задачи и возможные пути ее решения. Сделана попытка сформулировать задачу на языке математики с целью поиска путей решения этой задачи с помощью вычислительных машин.

Проделанная работа является только первым шагом к решению всей возникшей проблемы. Для полного его корректного решения только в одной области (использования атомной энергии) и даже в одной из подобластей этой области потребуются, вероятно, работа с трудозатратами в несколько чел.-лет с привлечением специалистов разного профиля.

ПРИЛОЖЕНИЕ 1

Замечания по тексту ФЗ-184

Отсутствуют определения:

- заинтересованное лицо (Ст. 12; Ст. 9, п.4; Ст. 16, п.1; Ст.19, п.1; Ст 44, п 2);
- саморегулируемая организация (Ст. 9, п.9; Ст. 17, п.1);
- степень допустимого риска (Ст.7, п.7);
- степень фактического научно обоснованного риска (Ст.7, п.9);
- законные интересы (Ст. 12);
- стадия обращения продукции (Ст.33 п.2).

В Ст. 8, п.2, заменить "... требования общего технического регламента..." на "...требования общих технических регламентов ...", т.к. одним техническим регламентом невозможно охватить все виды деятельности (что противоречит также статье 7).

Ст.19, п.1, деф.2 «объекты, в отношении которых не установлены требования технических регламентов» - в Законе отсутствуют критерии обязательности или необязательности технических регламентов для объектов.

Ст.36, п.4 Непонятное предложение «Соглашения или заявления об ограничении ответственности ничтожны».

ПРИЛОЖЕНИЕ 2

Примеры формирования векторов и его компонент

1. Рассмотрим в качестве одного из примеров формирование многокомпонентного вектора X^k_i ныне действующих регулирующих функций Госатомнадзора России относительно судов и иных плавсредств с ЯУ и ИР (далее по тексту - (С)).

Для идентификации области действия этого вектора (С) можно ввести дополнительный признак, например $X(C)^k_i$, что необходимо будет при машинной обработке информации. Этот признак (С), можно опустить для простоты изложения, если мы в начале определим, что будем рассматривать только эту область.

Индексу i присвоим предварительно количественное значение $i=1$, под его смысловым наполнением подразумеваются регулирующие действия Госатомнадзора в данной области. В таблице п. 2.1. приведен предлагаемый формат заполнения для любого вектора и информация для рассматриваемого вектора, включая выполняемые функции (компоненты) вектора и "условное название"² этих компонент. "Условное название" войдет в предполагаемый общий глоссарий понятий совместно с качественным описанием компонента.

Т а б л и ц а п. 2.1. Многокомпонентный вектор X^k_i

Номер компонента К	Выполняемые функции (компоненты)	Условное название
1	Проектирование, сооружение, эксплуатация и вывод из эксплуатации ЯУ и РИ.	
2	Обращение с ЯМ и РВ.	
3	Обеспечение безопасности при эксплуатации.	
4	Проведение научных исследований в обеспечении использования судов и иных плавсредств с ЯУ и РИ.	
5	Физическая защита.	
6	Учет и контроль ЯМ и РВ.	
7	Подготовка специалистов.	

Область распространения — (С)

Идентификация вектора i — регулирующие действия Госатомнадзора

Предварительно принятое численное значение $i=1$

² Условные названия на данном этапе мы не вводим.

2. В качестве второго примера рассмотрим формирование одного из вектора Y_j^n из будущей системы, связанного с функциями Органа контроля (надзора) (Н). В таблице п. 2.2. приведены его характеристики для всех областей деятельности. В настоящее время мы не знаем, сколько их будет, поэтому индекс j не идентифицируется.

Т а б л и ц а п. 2.2. Многокомпонентный вектор $Y(H)^n_j$

Номер компонента n	Выполняемые функции (компоненты)	Условное название
1	Соблюдение требований Технического регламента	
2	Государственный контроль (надзор) исключительно на стадии обращения продукции (Ст. 33)	
3	Используются правила и методы исследования (испытаний), утвержденные Протоколом (Ст. 33, п.3; Ст. 7, п.11)	
4	Требовать представление декларации о соответствии или сертификата соответствия (Ст. 34, п.1)	
5	Осуществлять мероприятия по ТКан в порядке, установленном Законом РФ (Ст.34, п.1)	
6	Выдавать предписания о нарушениях (Ст. 34, п.1)	
7	Запрет передачи продукции и/или частная приостановка производства (Ст.34, п.1)	
8	Приостановить или прекратить действие декларации (Ст.34, п.1)	
9	Привлекать к ответственности в соответствии с Законом РФ (Ст.34, п.1)	
10	Проводить разъяснительную работу по законодательству РФ (Ст.34, п.2)	
11	Соблюдать коммерческую тайну (Ст.34, п.2)	
12	Соблюдать порядок осуществления мероприятий по контролю (надзору) (Ст. 34, п.2)	
13	Принимать меры по устранению последствий нарушений требований технических регламентов (Ст 34, п.2)	
14	Направлять информацию о нарушениях требований ТР в установленном порядке (С. 34, п.2 Гл.7)	
15	Ответственность за ненадлежащее исполнение должностными лицами органов КиН информация о принятых мерах по пострадавшему физически или юридическому лицу (Ст.35, п.1.2)	

Область распространения — орган контроля (надзора)

Идентификация вектора j — контрольные (надзорные) функции для всех областей деятельности.

Статья поступила в редакцию 27 декабря 2002 г.

Вопросы атомной науки и техники.

Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, с. 67-86

ВОПРОСЫ АТОМНОЙ НАУКИ И ТЕХНИКИ

С е р и я: Физика ядерных реакторов

Выпуск 4

Ответственный за выпуск **Б.Н. Колбасов**

Подписано в печать 15.12.02. Формат 70×108/16

Печать офсетная. Усл. печ. л. 8,0. Уч.-изд. л. 11,0. Тираж 200. Индекс 3646. 7 статей. Заказ 50
Распространяется бесплатно

Отпечатано в Российском научном центре «Курчатовский институт»
123182, Москва, пл. Академика Курчатова

Индекс 3646

ISSN 0205—4671. Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Физика ядерных реакторов, 2002, вып. 4, 1—86