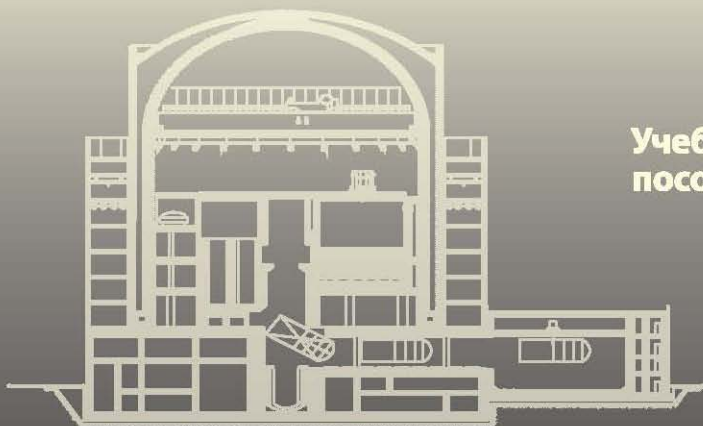


СТРОИТЕЛЬСТВО

И.А. Енговатов  
Б.К. Былкин

# ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

(на примере блоков  
атомных станций)



Учебное  
пособие

МИНИСТЕРСТВО ОБРАЗОВАНИЯ И НАУКИ РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ  
Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение  
высшего профессионального образования  
«МОСКОВСКИЙ ГОСУДАРСТВЕННЫЙ СТРОИТЕЛЬНЫЙ УНИВЕРСИТЕТ»

И.А. Енговатов, Б.К. Былкин

**ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ  
ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК  
(НА ПРИМЕРЕ БЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ)**

*Рекомендовано Учебно-методическим объединением вузов РФ  
по образованию в области строительства в качестве учебного пособия  
для подготовки магистров по направлению 270800 — «Строительство»  
(магистерская программа «Строительство ядерных установок»)  
(27.01.2014 г., № 102-15/800)*

Москва 2015

УДК 621.039.75+621.039.58

ББК 31.46. Н

Е61

**Рецензенты:**

кандидат технических наук *М.А. Скачек*, доцент кафедры  
атомных электрических станций, НИУ «Московский энергетический институт»;  
кандидат технических наук *В.Л. Тихоновский*,  
директор департамента ЗАО «НЕОЛАНТ»;  
кандидат технических наук *А.В. Денисов*, профессор кафедры  
строительства объектов тепловой и атомной энергетики ФГБОУ ВПО «МГСУ»

**Енговатов, И.А.**

Е61 Вывод из эксплуатации ядерных установок (на примере блоков атомных станций) : учебное пособие / И.А. Енговатов, Б.К. Былкин ; М-во образования и науки Рос. Федерации, Моск. гос. строит. ун-т. Москва : МГСУ, 2015. 128 с.

ISBN 978-5-7264-0993-1

Отражает основные аспекты заключительной стадии жизненного цикла ядерных установок — стадии вывода из эксплуатации. В общем решении данного вопроса большое внимание уделяется зданиям, сооружениям, системам, оборудованию, конструкционным и защитным строительным материалам и строительным защитным конструкциям.

Для магистрантов, обучающихся по направлению 270800 «Строительство» по программе «Строительство ядерных установок» очной формы обучения.

**УДК 621.039.75+621.039.58**

**ББК 31.46. Н**

## О Г Л А В Л Е Н И Е

<b>Предисловие</b> .....	5
<b>Введение</b> .....	7
<b>Глава 1. Особенности вывода из эксплуатации ядерных установок</b> .....	9
1.1. Назначения и типы ядерных установок .....	9
1.2. Роль строительных материалов и конструкций при выводе из эксплуатации зданий и сооружений ядерных установок .....	13
1.3. Источники радиационной опасности при выводе из эксплуатации блоков АЭС .....	15
1.4. Радиоактивные отходы и материалы повторного использования при выводе из эксплуатации .....	24
1.5. Структура законодательной и нормативно-технической документации России, регулирующей вывод из эксплуатации .....	27
Вопросы для самостоятельной проработки .....	31
Тестовые и контрольные вопросы .....	32
<b>Глава 2. Концепция вывода из эксплуатации ядерных установок</b> .....	33
2.1. Основные положения концепции .....	33
2.2. Преимущества и недостатки вариантов вывода из эксплуатации .....	43
2.3. Факторы, определяющие выбор стратегии вывода из эксплуатации .....	45
Вопросы для самостоятельной проработки .....	51
Тестовые и контрольные вопросы .....	51
<b>Глава 3. Вывод из эксплуатации в составе жизненного цикла ядерных установок</b> .....	53
3.1. Жизненный цикл ядерных установок .....	53
3.2. Учет требований по выводу из эксплуатации на стадиях проектирования и сооружения ядерных установок .....	57
3.3. Учет требований по выводу из эксплуатации на стадии эксплуатации ядерных установок .....	65
3.4. Подготовка к выводу из эксплуатации. Программа вывода из эксплуатации. Проект вывода из эксплуатации. Финансирование вывода из эксплуатации .....	72
Вопросы для самостоятельной проработки .....	75
Тестовые и контрольные вопросы .....	75

<b>Глава 4. Комплексное инженерное и радиационное обследования для вывода из эксплуатации ядерных установок</b> .....	77
4.1. Роль комплексного обследования в проблеме вывода из эксплуатации энергоблоков АЭС. Информационная основа, цели, задачи и объекты проведения комплексного инженерного и радиационного обследования .....	77
4.2. Техническое состояние зданий и сооружений ядерных установок .....	81
4.3. Методы, способы и средства проведения комплексного инженерного и радиационного обследования .....	88
4.4. Порядок подготовки и содержание отчета по комплексному инженерному и радиационному обследованию .....	95
Вопросы для самостоятельной проработки .....	102
Тестовые и контрольные вопросы .....	103
<b>Глава 5. Методы и средства демонтажа оборудования, зданий и сооружений</b> .....	104
5.1. Методы и способы демонтажа оборудования .....	104
5.2. Способы разрушения строительных конструкций блока при подготовке и проведении демонтажа оборудования .....	111
5.3. Дистанционно управляемые комплексы демонтажа реакторов и оборудования .....	114
Вопросы для самостоятельной проработки .....	117
Контрольные вопросы .....	117
<b>Заключение</b> .....	118
<b>Библиографический список</b> .....	120
<b>Приложения</b> .....	123
Приложение 1. Термины и определения .....	123
Приложение 2. Условные обозначения и сокращения .....	127
Приложение 3. Актуальные темы магистерских квалификационных работ .....	127

# Г л а в а 1

## ОСОБЕННОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК

### 1.1. Назначения и типы ядерных установок

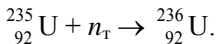
#### ОТКУДА ЭНЕРГИЯ?

*Некоторые сведения из физики ядерных реакторов.* Современная атомная энергетика основана на использовании энергии, выделяющейся при делении ядер урана—235 ( ${}_{92}^{235}\text{U}$ ), существующего в природе, а также искусственно получаемых делящихся веществ плутония—239 ( ${}_{94}^{239}\text{Pu}$ ) и урана—233 ( ${}_{92}^{233}\text{U}$ ). Деление этих ядер возможно при определенных условиях, что требует создания комплекса приспособлений для осуществления реакции деления — ядерного реактора.

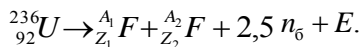
Тепловая энергия, выделяющаяся при делении ядер, отводится из ядерного реактора прокачкой через него жидкого или газообразного теплоносителя. Эта энергия может быть преобразована в электрическую путем получения пара, предназначенного для вращения турбоагрегатов, а также использована для подогрева воды для бытовых, промышленных нужд или непосредственно в энергоемких процессах, например в химической или металлургической промышленности.

Рассмотрим реакцию деления на примере  ${}_{92}^{235}\text{U}$ .

Деление ядер  ${}_{92}^{235}\text{U}$  наиболее вероятно при поглощении низкоэнергетических (тепловых) нейтронов. При поглощении ядром теплового нейтрона  $n_1$  образуется ядро  ${}_{92}^{236}\text{U}$  в возбужденном состоянии:



В возбужденном состоянии новое ядро долго находиться не может, и происходит деление этого ядра на два осколка  ${}_{Z_1}^{A_1}\text{F}$  и  ${}_{Z_2}^{A_2}\text{F}$  с испусканием двух или трех быстрых нейтронов  $n_6$  и выделением энергии  $E$ :



Образовавшиеся нейтроны при определенных условиях могут вызывать деление других, уже двух ядер  ${}_{92}^{235}\text{U}$ , опять с образованием осколков, которые представляют собой радиоактивные ядра химических эле-

ментов средней части таблицы Менделеева, нейтронов и энергии. При этом происходит самоподдерживающаяся реакция деления новых и новых ядер  ${}_{92}^{235}\text{U}$ . Управляемая самоподдерживающаяся реакция осуществляется в *ядерных реакторах*. Ядерный реактор — это устройство, в котором осуществляется управляемая ядерная цепная реакция, сопровождающаяся выделением энергии. Установки, основным элементом которых является ядерный реактор, принято называть реакторными установками.

Первый в мире реактор был построен в США (Chicago Pile-1), пущен в действие в 1942 г. В качестве топлива в данном реакторе использовалась природная смесь изотопов  ${}^{238}\text{U}$  и  ${}^{235}\text{U}$ . Мощность реактора составляла 200 Вт.

В 1946 г. в Институте ЛИПАН (ныне Российский научный центр «Курчатовский институт») был введен в действие первый в Советском Союзе (и первый в Европе) реактор (Ф-1). В данном реакторе в качестве топлива использовался естественный уран в виде блоков диаметром 30—40 мм и небольшое количество брикетов из окиси урана. Замедлителем и отражателем служил графит. Мощность реактора Ф-1 в импульсе составляла до 4000 кВт.

По параметрам, конструкционному исполнению, назначению и ряду других признаков ядерные реакторы очень разнообразны. Основными отличительными особенностями ядерного реактора являются:

- энергия нейтронов, при взаимодействии с которыми происходит деление ядер;
- вид и параметры теплоносителя;
- конструкционное исполнение;
- назначение.

В зависимости от энергии нейтронов, вызывающих деление ядер, реакторы классифицируются на реакторы на быстрых, тепловых и промежуточных нейтронах.

В качестве замедлителя применяется легкая вода ( $\text{H}_2\text{O}$ ), тяжелая вода ( $\text{D}_2\text{O}$ ), графит (С), бериллий (Be), органические вещества (дефенил и т.п.) и другие.

В качестве теплоносителя может использоваться обычная и тяжелая вода, органические вещества, газы (гелий — He, углекислый газ —  $\text{CO}_2$  и др.), жидкие металлы (натрий — Na, калий — K, литий — Li и их эвтектические сплавы).

В последующие годы в индустриально развитых странах мира были построены и введены в эксплуатацию сотни установок, основным элементом которых является ядерный реактор.

Поэтому в настоящее время принято говорить о *ядерных установках*.

Согласно определению, приведенному в Федеральном законе «Об использовании атомной энергии» от 20 октября 1995 г., под термином **ядерная установка** понимаются «сооружения и комплексы с ядерными реакторами, в том числе атомные станции, суда и другие плавсредства, космические и летательные аппараты, другие транспортные и транспортно-табельные средства; сооружения и комплексы с промышленными, экспериментальными и исследовательскими ядерными реакторами, критическими и подкритическими ядерными стендами; сооружения, комплексы, полигоны, установки и устройства с ядерными зарядами для использования в мирных целях; другие содержащие ядерные материалы сооружения, комплексы, установки для производства, использования, переработки, транспортирования ядерного топлива и ядерных материалов».

В дальнейшем все вопросы, связанные с выводом из эксплуатации, будут рассматриваться на примере блоков атомных станций — наиболее масштабных и сложных представителей ядерных установок.

## **ЧТО У НАС В РОССИИ?**

В России существуют разнообразные ядерные установки, которые, в свою очередь, классифицируются по типу и назначению реакторов. Ядерные установки используются для разнообразных целей: производства электроэнергии и тепла, наработки ядерных материалов, радиоактивных изотопов; для научных исследований; для медицины; на ледоколах, подводных лодках, космических аппаратов и т.п.

## **ЧТО ТАКОЕ АТОМНЫЕ СТАНЦИИ?**

Определения данных объектов приведены в Правилах обеспечения безопасности атомных станций (ОПБ 88/97).

**АТОМНАЯ СТАНЦИЯ (АС)** — ядерная установка для производства энергии в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся в пределах определенной проектом территории, на которой для осуществления этой цели используется ядерный реактор (реакторы) и комплекс необходимых систем, устройств, оборудования и сооружений с необходимыми работниками (персоналом).

**АТОМНАЯ СТАНЦИЯ ТЕПЛОСНАБЖЕНИЯ (АСТ)** — атомная станция, предназначенная для производства тепловой энергии для целей отопления и горячего водоснабжения.

**АТОМНАЯ ЭЛЕКТРИЧЕСКАЯ СТАНЦИЯ (АЭС)** — атомная станция, предназначенная для производства электрической энергии.

**АТОМНАЯ ЭНЕРГОТЕХНОЛОГИЧЕСКАЯ СТАНЦИЯ** — атомная станция, предназначенная для производства электроэнергии и энергии для технологических целей.



В дальнейшем будем употреблять термин АС, если это особо не оговаривается.

Атомные станции различаются по типу ядерного реактора, топлива, виду теплоносителя, замедлителя, по конструктивным решениям, технологическим схемам и другим характеристикам.

Основными типами реакторов АС в России являются корпусные водо-водяные реакторы типа ВВЭР, каналные водографитовые реакторы типа РБМК и реакторы на быстрых нейтронах типа БН.

Масштабность и сложность таких объектов, как атомные станции, показаны на рис. 1.1 и 1.2.

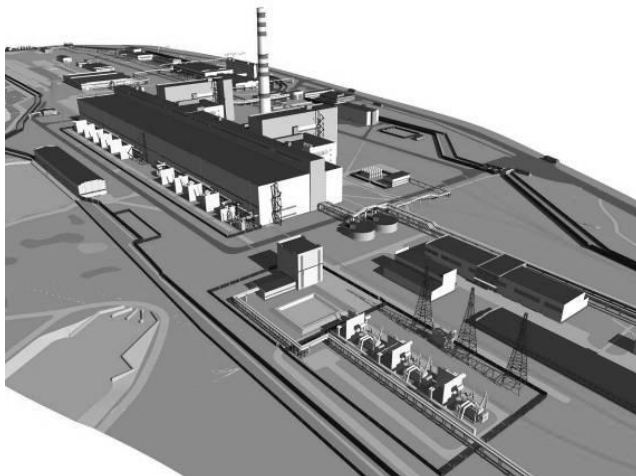


Рис. 1.1. Проектная трехмерная модель генплана площадки второй очереди Ленинградской АЭС

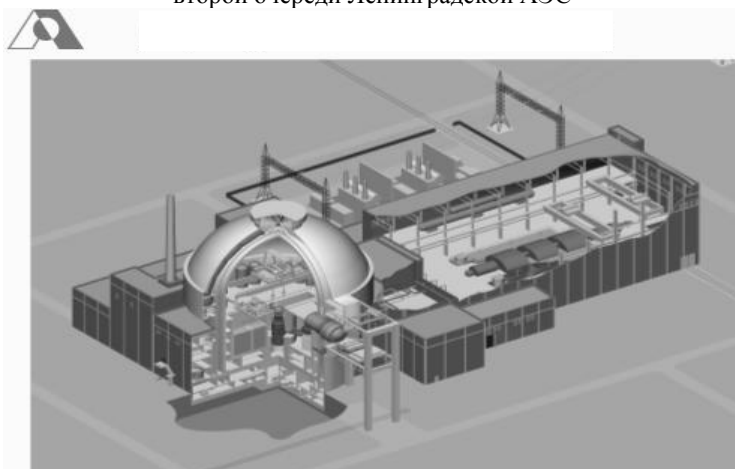


Рис. 1.2. Общий вид энергоблока проекта АЭС-2006

## **1.2. Роль строительных материалов и конструкций при выводе из эксплуатации зданий и сооружений ядерных установок**

Приведенные в предыдущем разделе примеры проектов новых блоков показывают масштабность задач, которые надо решить на заключительной стадии жизненного цикла АС, — стадии вывода из эксплуатации. На площадке современной АС могут находиться десятки зданий и сооружений, включающих сотни и тысячи единиц систем и оборудования. Как уже отмечалось, часть из них становится источником ионизирующего излучения за счет радиоактивного загрязнения и активации.

Наличие остаточной радиоактивности приводит к тому, что здания, сооружения, оборудование и системы остановленных блоков АС представляют радиационную опасность не только для персонала, но потенциально опасны для населения и окружающей среды. Анализ ситуации как в России, так и за рубежом показал, что в силу объективных причин проектные решения всех блоков АС первых поколений выполнены без учета этапа их будущего вывода из эксплуатации. Наиболее характерными недостатками проектов таких блоков АС являются:

- объемно-планировочные решения боксов с технологическим оборудованием, затрудняющие его демонтаж на этапе вывода из эксплуатации;
- выполнение защитных конструкций в монолитном варианте, что затрудняет их демонтаж, приводит к увеличению объемов радиоактивных отходов и к увеличению коллективных доз персонала, выполняющего демонтаж;
- использование конструкционных и защитных материалов без предварительного анализа их активационной способности, что приводит к повышению уровня наведенной активности;
- проектирование и строительство зданий и сооружений блоков АС без учета возможной длительности процесса вывода из эксплуатации, включая этап сохранения под наблюдением.

Существующий опыт ВЭ АС показал, что после демонтажа реактора и внутрикорпусных систем основным источником радиоактивности, а следовательно, дозовых нагрузок на персонал и объемов радиоактивных отходов являются технологическое оборудование и железобетонные защитные конструкции.

### **ПОЧЕМУ?**

*Важная роль материалов и защитных конструкций зданий и сооружений АЭС соотносится с основными стадиями жизненного цикла объектов атомной энергетики. На стадии строительства они в значи-*

тельной мере определяют стоимость объекта. Так, для сооружения блока АЭС электрической мощностью 1000 МВт требуется порядка 500 000 т бетона. На стадии эксплуатации железобетонные защитные конструкции обеспечивают безопасность персонала, населения и окружающей среды.

Особенно велика роль строительных бетонных защитных конструкций при выводе из эксплуатации атомных станций. Это обусловлено пятью основными факторами.

*Во-первых*, конструкции и материалы радиационной защиты дают более 80 % объема радиоактивных отходов при ВЭ АС.

*Во-вторых*, строительные конструкции радиационной защиты, выполняя функции несущих конструкций, определяют долговечность зданий реакторных установок, выведенных из эксплуатации или находящихся в стадии длительной консервации.

В процессе эксплуатации и в период длительного сохранения под наблюдением защитные и строительные конструкции зданий и сооружений АС подвергаются разнообразным видам воздействий, включающих динамические, статические, температурные, химические, радиационные, климатические и др. На этапе вывода из эксплуатации АС могут возникать дополнительные нагрузки и воздействия, связанные, например, с демонтажом оборудования, устройством дополнительных монтажных проемов, размещением новых демонтажных комплексов, использованием агрессивных сред при дезактивации и обращении с радиоактивными отходами, изменением температурных параметров внутри помещений и другими факторами.

Долговечность железобетонных и металлических конструкций, которая в итоге и определяет техническое состояние и остаточный ресурс зданий и сооружений, зависит от совокупности физических и химических свойств материалов, основными из которых являются: прочность на сжатие и растяжение, плотность, водо- и газонепроницаемость, морозостойкость (специфика климата России), коррозионная и радиационная стойкость. Комплексное влияние этих факторов приводит к уменьшению прочности, коррозии металла и арматуры, образованию трещин и другим повреждениям, способным отрицательно влиять на долговечность и устойчивость зданий и сооружений. Прогноз и оценка технического состояния, несущей способности и остаточного ресурса строительных и защитных конструкций АС в период длительного сохранения под наблюдением с учетом всех перечисленных факторов потребует обязательной организации постоянного контроля и проведения комплексных лабораторных и натурных испытаний.

Таким образом, энергоблок АС, находящийся в режиме сохранения под наблюдением, будет в течение длительного периода представлять собой предприятие со своим специфическим технологическим режимом, обеспечивающим поддержание работоспособности жизненных систем, проведение надзора, контроля, ремонтов и профилактических работ.

Для обеспечения безопасности населения и окружающей среды могут потребоваться дорогостоящие мероприятия по поддержанию в отдельных боксах и помещениях АС пониженного давления (по сравнению с атмосферным), устройству новых вентиляционных систем или сооружению герметичной оболочки для локализации возможных выходов радиоактивных веществ в виде газов, пыли и золь в окружающую среду.

Однако все эти мероприятия требуют значительных материальных затрат в течение длительного времени и вместе с тем не обеспечивают полной безопасности населения и окружающей среды (природные и техногенные катастрофы, террористические акты и др.).

*В-третьих*, работы по обследованию, дезактивации и демонтажу защитных конструкций дают около 40 % вклада в дозовые затраты персонала.

*В-четвертых*, значительные объемы железобетона и металлоконструкций, достигающие десятков и сотен тыс. т, образующиеся в процессе демонтажа зданий реакторных установок, можно вернуть в повторное использование. В противном случае возникают значительные проблемы с захоронением огромного количества нерадиоактивных промышленных или низкоактивных отходов.

*В-пятых*, здания и сооружения блока АС (или их значительная часть) могут быть возвращены в повторное использование, в том числе и для нужд атомной энергетики.

### **1.3. Источники радиационной опасности при выводе из эксплуатации блоков АЭС**

#### **ЧЕМ ЗАГРЯЗНИЛИ?**

Ограниченный опыт вывода из эксплуатации исследовательских ядерных реакторов и блоков АЭС показал, что после выгрузки топлива, внутрикорпусных систем и демонтажа реактора основным источником радиоактивности, а следовательно, объемов радиоактивных отходов и дозовых нагрузок на персонал являются технологическое оборудование и строительные защитные конструкции.

**Радиоактивное загрязнение помещений и оборудования.** На оставленных блоках АС радиоактивное загрязнение в основном определяется радиоактивным контуром теплоносителя. Теплоноситель, проходя через активную зону реактора, активируется и становится радиоактивным, приобретая наведенную активность с образованием радионуклидов при облучении нейтронами, по реакциям  $(n, \gamma)$ ,  $(n, p)$  и  $(n, \alpha)$  (собственная активность теплоносителя). Так как теплоноситель содержит некоторое количество примесей, они также приобретают наведенную активность (с образованием радионуклидов) при прохождении через активную зону. При нарушении герметичности оболочек твэлов в теплоноситель могут попасть продукты деления (радионуклиды, образующиеся при реакции деления). В результате процессов массообмена часть радионуклидов, переносимых теплоносителем, осаждается на стенках оборудования технологических контуров, образуя пленку отложений. Внутренние поверхности оборудования — трубопроводов, парогенераторов, сепараторов, задвижек становятся источниками излучения.

Таким образом, основными источниками активности теплоносителя могут быть: собственная активность теплоносителя, активация примесей, поступающих в технологический контур с теплоносителем, активация продуктов коррозии и эрозии, поступивших в теплоноситель с поверхности оборудования технологических контуров, продукты деления, поступившие в теплоноситель из твэлов. Источниками излучения на поверхностях оборудования могут быть осевшие продукты коррозии и эрозии и осколки деления. Для двух- и трехконтурных АЭС возможны перетечки теплоносителя из радиоактивного контура в нерадиоактивные. Кроме того, в результате неконтролируемых протечек теплоносителя, разгерметизации оборудования, аварий, миграции радионуклидов может происходить загрязнение внешних поверхностей оборудования, помещений, боксов, систем спецвентиляции и спецканализации. В результате загрязнения радионуклидами значительная часть помещений и боксов в зданиях выведенных из эксплуатации АС, а также многие системы технологического оборудования становятся источниками излучения и поэтому являются одной из составляющих образования радиоактивных отходов на момент вывода из эксплуатации.

Характеристики некоторых важнейших радионуклидов, определяющих радиоактивное загрязнение на выведенных из эксплуатации блоках АС, приведены в табл. 1.1.

**Наведенная активность оборудования, конструкционных и защитных материалов.** Наведенная активность (активация) оборудования, материалов и конструкций в зданиях АС является одним из важных вопросов в общей проблеме вывода из эксплуатации. Под дей-

ствием нейтронов, генерируемых активной зоной реактора, оборудование, конструкционные и защитные строительные материалы становятся радиоактивными. Образовавшиеся радионуклиды имеют различные периоды полураспада, схемы распада, различный выход и энергию ионизирующего излучения.

Таблица 1.1

**Характеристики важнейших радионуклидов, определяющих радиоактивное загрязнение**

№ пп.	Радионуклид	Определяющий вид излучения: $\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$ -излучение, КХ-характеристическое излучение	Период полураспада, $T_{1/2}$
1	$^{60}\text{Co}$	$\beta$ , $\gamma$	5,27 года
2	$^{54}\text{Mn}$	КХ, $\gamma$	312,1 дня
3	$^{137}\text{Cs}$	$\beta$ ,	30,21 года
4	$^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$	$\beta$	29,12 года
5	$^{55}\text{Fe}$	КХ	2,73 года
7	$^{63}\text{Ni}$	$\beta$	101,1 года
8	$^{59}\text{Ni}$	КХ	$2,9 \cdot 10^5$ лет
9	$^{134}\text{Cs}$	$\beta$ , КХ, $\gamma$	2,065 года
10	$^{241}\text{Am}$	$\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$	432,2 года
11	$^{240}\text{Pu}$	$\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$	6537 лет
12	$^{239}\text{Pu}$	$\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$	24065 лет

К активируемому оборудованию, материалам и конструкциям в зданиях АС относятся: корпус реактора и внутрикорпусные устройства (ВКУ), графитовая кладка, железобетонная шахта реактора (толщина 2–3 м), выполняющая также функцию радиационной защиты, «сухая» защита, выполняющая функцию радиационно-тепловой защиты, облицовки, опорные устройства, часть трубопроводов и т.п., т.е. в основном оборудование, конструкции и элементы, непосредственно находящиеся в приреакторном пространстве. Необходимо отметить, что активируемые материалы и конструкции *не дезактивируются*.

Установлено, что радиационная защита активируется на глубину 0,9–1,9 м и, таким образом, до 50 % объема радиационной защиты, облицовочные и герметизирующие покрытия, а также металлоконструкции на момент вывода из эксплуатации АС будут относиться к разряду радиоактивных отходов, не подвергающихся дезактивации. Кроме того, в связи с тем, что радиационная защита выполняется обычно в монолитном варианте и совмещает в себе функции защитной и несущей конструкции, при демонтаже ее практически не удастся разделить на активированную и неактивированную части. В результате возрастает объем радиоактивных отходов за счет наведенной активности.

Активация материалов в реакторе обусловлена взаимодействием нейтронов с ядрами. Переход ядра из стабильного состояния в активное, т.е. образование радиоактивного нуклида, объясняется изменением величины отношения числа протонов и числа нейтронов ( $A-Z$ ) в этом ядре. В результате взаимодействия нейтронов с материалами возможны различные реакции образования радионуклидов.

В табл. 1.2 приведены примеры основных реакций активации.

Таблица 1.2

### Примеры основных реакций активации

Вид взаимодействия	Условная запись	Пример
Радиационный захват	${}_zR^A(n,\gamma){}_zR^{A+1}$	${}^{59}\text{Co}(n,\gamma){}^{60}\text{Co}$
Захват с испусканием протона	${}_zR^A(n,p)_{z-1}R^A$	${}^{14}\text{N}(n,p){}^{14}\text{C}$
Захват с испусканием $\alpha$ -частицы	${}_zR^A(n,\alpha)_{z-2}R^{A-3}$	${}^{39}\text{K}(n,\alpha){}^{36}\text{Cl}$
Захват с испусканием двух нейтронов	${}_zR^A(n,2n)_zR^{A-1}$	${}^{23}\text{Na}(n,2n){}^{22}\text{Na}$

В табл. 1.3 приведены характеристики важнейших радионуклидов, определяющих наведенную активность.

Таблица 1.3

### Характеристики радионуклидов, определяющих наведенную активность

№ пп.	Радионуклид	Определяющий вид излучения: $\alpha$ , $\beta$ , $\gamma$ -излучение, КХ-характеристическое излучение	Период полураспада $T_{1/2}$
1	${}^{41}\text{Ca}$	КХ	$1,03 \cdot 10^5$ лет
3	${}^{45}\text{Ca}$	$\beta$	163,8 дня
4	${}^{55}\text{Fe}$	КХ	2,73 года
5	${}^{60}\text{Co}$	$\beta$ , $\gamma$	5,27 года
6	${}^{63}\text{Ni}$	$\beta$	101,1 года
7	${}^{59}\text{Ni}$	КХ	$2,9 \cdot 10^3$ лет
9	${}^{134}\text{Cs}$	$\beta$ , КХ, $\gamma$	2,065 года
10	${}^{152}\text{Eu}$	$\beta$ , КХ, $\gamma$	13,542 года
11	${}^{154}\text{Eu}$	$\beta$ , КХ, $\gamma$	8,592 года

## ЭТО ОПАСНО?

**Классификация источников по степени радиационной опасности.**  
Радиоактивное загрязнение определяется ограниченным числом радионуклидов, имеющих различные периоды полураспада. В табл. 1.4 приведены важнейшие нуклиды, все или часть из которых могут опреде-

*Учебное издание*

**Енговатов Игорь Анатольевич,  
Былкин Борис Константинович**

**ВЫВОД ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ ЯДЕРНЫХ УСТАНОВОК  
(НА ПРИМЕРЕ БЛОКОВ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ)**

Редактор *Н.С. Плоткина*  
Корректор *В.К. Чурова*  
Компьютерная верстка *О.В. Суховой*  
Обработка иллюстраций и дизайн обложки *Д.Л. Разумного*

Подписано в печать 16.02.2015 г. И-350. Формат 60×84/16.  
Уч.-изд. 8,36. Усл.-печ. л. 7,44 Тираж 200 экз. Заказ 42

Федеральное государственное бюджетное образовательное учреждение  
высшего профессионального образования  
«Московский государственный строительный университет».

129337, Москва, Ярославское ш., 26.

Издательство МИСИ – МГСУ.

Тел. (495) 287-49-14, вн. 13-71, (499) 188-29-75, (499) 183-97-95.

Е-mail: [ric@mgsu.ru](mailto:ric@mgsu.ru), [rio@mgsu.ru](mailto:rio@mgsu.ru).

Отпечатано в типографии Издательства МИСИ – МГСУ.

Тел. (499) 183-91-90, (499) 183-67-92, (499) 183-91-44