

ВЕСТНИК ГОСАТОМНАДЗОРА РОССИИ

Ежеквартальный журнал Федерального надзора России
по ядерной и радиационной безопасности
(Госатомнадзор России)

Официальное издание

Издается с 1998 г.

№ 3(5)-99

Редакционный совет: Б. Г. Гордон (председатель), А. А. Вистгоф
(зам.председателя), А. А. Матвеев, В. П. Слуцкер

Редакционная коллегия номера:

А.С. Брылова
Э.П. Зернова
В.Л. Цукерник
Н.М. Швартина

Адрес редакции:

109280, г. Москва,
Автомобильная ул., 14/23
Тел.: 275 00 23, д. 22-24
Факс: 275 55 48

Материалы, содержащиеся в разделе "Статьи", обязательно отражают взгляды и политику Госатомнадзора России и не могут рассматриваться как официальные документы

Редакция не несет ответственность за достоверность указанных в рекламе сведений

Содержание

Стр.

Официальные документы

Учет флюенса быстрых нейтронов на корпусах и образцах-свидетелях ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса корпусов (РБ-007-99)..... 2

Проекты норм и правил

Требования к программе обеспечения качества для АС..... 15

Установки по переработке отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности..... 27

Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции..... 41

Проекты изменений норм и правил

Изменение №1 в ПНАЭ Г-7-008-89 "Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок"..... 54

Изменение №1 в ПНАЭ Г-7-009-89 "Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка. Основные положения"..... 64

Изменение №1 в ПНАЭ Г-7-010-89 "Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки. Правила контроля"..... 66

Изменение №1 в ПНАЭ Г-16-34-94 "Общие положения по обеспечению безопасности исследовательских реакторов. ОПБ ИР-94"..... 69

Изменение №1 в ПНАЭ Г-1-024-90 "Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПБЯ РУ АС-89" и к разделу 4 "Ввод атомной станции в эксплуатацию" "Правил ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74"..... 70

Информация о работе регулирующих органов

Атомконсалтинг..... 76

Международная информация..... 78

ОФИЦИАЛЬНЫЕ ДОКУМЕНТЫ

**Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности
(Госатомнадзор России)**

РУКОВОДСТВА ПО БЕЗОПАСНОСТИ

УТВЕРЖДЕНО
постановлением
Госатомнадзора России
от 21 апреля 1999 г.
№ 2

**УЧЕТ ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ
НА КОРПУСАХ И ОБРАЗЦАХ-СВИДЕТЕЛЯХ ВВЭР
ДЛЯ ПОСЛЕДУЮЩЕГО ПРОГНОЗИРОВАНИЯ
РАДИАЦИОННОГО РЕСУРСА КОРПУСОВ
РБ–007-99**

ВВЕДЕНО в действие
с 1 января 2000 г.

Москва, 1999

УДК

УЧЕТ ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА КОРПУСАХ И ОБРАЗЦАХ-СВИДЕТЕЛЯХ ВВЭР ДЛЯ ПОСЛЕДУЮЩЕГО ПРОГНОЗИРОВАНИЯ РАДИАЦИОННОГО РЕСУРСА КОРПУСОВ (РБ-007-99)

(РБ-007-99)

Госатомнадзор России

Москва, 1999

Настоящий нормативный документ - руководство по безопасности - направлен на обеспечение реализации положений и требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (ОПБ-88/97, ПБЯ РУ АС-89, ПНАЭ Г-7-002-86, ПНАЭ Г-7-008-89, ПНАЭ Г-01-036-95) по учету флюенса быстрых нейтронов. Руководство по безопасности содержит рекомендации, определяющие порядок и организацию учета флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса КР, а также рекомендации к учету флюенса быстрых нейтронов при проектировании и эксплуатации реактора.

Руководство по безопасности выпускается впервые.

Настоящий нормативный документ разработан в НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России при участии следующих специалистов: Бородкина Г.И., Калиберды И.В., Ковалевича О.М., Столбунова А.Ю., Фединой Л.Е., а также Просвирина А.В. (Госатомнадзор России), Цофина В.И. (ОКБ "Гидропресс"), Ярына В.П., Григорьева Е.И. (ВНИИФТРИ), Трошина В.С. (МИФИ), Мелехина Ю.А. (концерн "Росэнергоатом").

СОДЕРЖАНИЕ

Список сокращений и основных обозначений

Термины и определения

1. Общие положения

2. Порядок и организация учета флюенса быстрых нейтронов

3. Рекомендации к прогнозированию флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС при проектировании

4. Учет флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС во время эксплуатации реактора

5. Рекомендации к учету флюенса быстрых нейтронов при решении вопроса о возможности продления эксплуатации КР после истечения назначенного в проекте срока эксплуатации

6. Рекомендации к учету флюенса быстрых нейтронов на КР, на котором проведен термический отжиг

Приложение 1 (рекомендуемое). Рекомендуемые наборы нейтронно-активационных детекторов для экспериментального обоснования характеристик поля нейтронов в области КР и ОС ВВЭР

Приложение 2 (рекомендуемое). Методика экспертной оценки радиационного ресурса корпусов ВВЭР

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ И ОСНОВНЫХ ОБОЗНАЧЕНИЙ

ВВЭР	- водо-водяной энергетический реактор
КР	- корпус реактора
ОС	- образцы-свидетели
ППН	- интегральная по энергии плотность потока нейтронов, н/(см ² ·с)
Φ	- скорость накопления флюенса нейтронов, н/(см ² ·с)
$dpa, dpa/c$	- число и скорость (с ⁻¹) смещений на атом
E	- энергия нейтронов, МэВ
F	- интегральный по энергии флюенс нейтронов, н/см ²
R^i	- удельная скорость реакции в i -м нейтронно-активационном детекторе, Бк/ядро
SI_E	- спектральный индекс, отн.ед.
t	- время, с

ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ*

1. Флюенс быстрых нейтронов F - полное число быстрых нейтронов с энергией больше определенной выбранной энергии, которое проходит через единицу площади в течение времени облучения. Флюенс быстрых нейтронов выражен определенным интегралом по времени зависящей от времени плотности потока нейтронов с энергией больше определенной выбранной энергии.

2. Накопленный флюенс быстрых нейтронов F_t - фактический флюенс быстрых нейтронов, накопленный к конкретному моменту времени работы реактора.

3. Скорость накопления флюенса быстрых нейтронов Φ - средняя за время накопления флюенса быстрых нейтронов (например, время кампании, облучения) ППН, приведенная к номинальному уровню тепловой мощности реактора.

4. Спектральный индекс SI_E - отношение Φ нейтронов с энергией больше E к Φ нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ.

5. Радиационный ресурс КР - прогнозируемое время работы реактора на номинальной мощности, в течение которого выполняются условия, при которых обеспечивается сопротивление хрупкому разрушению КР.

6. Коэффициент запаса - безразмерная величина, которая больше единицы и показывает, во сколько раз нужно изменить значение оцененного параметра, чтобы результат перекрывал максимальные отклонения параметра, обусловленные неопределенностями в оценке параметра, соблюдая принцип консервативности величины, учитываемой в оценках критериев безопасности, и при вычислении которой используется оцененный параметр.

* В разделе не приведены термины и определения, имеющие общетехническое значение и определенные в ГОСТах или в других нормативных документах.

1. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

1.1. Настоящее руководство по безопасности (далее - РБ) разработано с целью обеспечения реализации положений и требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии (ОПБ-88/97, ПБЯ РУ АС-89, Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86), Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-008-89), Требования к содержанию отчета по обоснованию безопасности АС с реакторами типа ВВЭР (ПНАЭ Г-01-036-95) по учету флюенса быстрых нейтронов. Рекомендуемые подходы уточняют, развивают и совершенствуют принятые на практике пути реализации положений и требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии для обеспечения надежного определения и контроля флюенса и других характеристик поля быстрых нейтронов на КР и ОС ВВЭР, приемлемых для использования при прогнозировании радиационного ресурса КР.

В случае если для выполнения соответствующих положений и требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии организация, осуществляющая деятельность в области использования атомной энергии, применяет иные способы и методы, чем те, которые рекомендованы в РБ, их следует обосновать, показав, что выбранные способы и методы обеспечивают выполнение требований федеральных норм и правил в области использования атомной энергии.

1.2. РБ определяет порядок и организацию учета флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС ВВЭР для прогнозирования радиационного ресурса КР, а также содержит рекомендации к учету флюенса быстрых нейтронов при проектировании, эксплуатации реактора (включая эксплуатацию после термического отжига КР), в том числе к:

- порядку и организации учета флюенса быстрых нейтронов;
- прогнозированию флюенса быстрых нейтронов при проектировании;
- учету флюенса быстрых нейтронов при эксплуатации, методикам учета и их обоснованию;
- оценке значений характеристик поля быстрых нейтронов для прогнозирования радиационного ресурса КР.

1.3. Положения РБ распространяются на ВВЭР атомных электростанций, для корпусов которых проводится расчет на сопротивление хрупкому разрушению с учетом сдвига критической температуры хрупкости вследствие влияния облучения (в соответствии с разделом 5.8 ПНАЭ Г-7-002-86 и разделом 8 приложения 2 ПНАЭ Г-7-002-86), а также на ВВЭР атомных электростанций, на которых осуществляется программа контроля за состоянием металла КР при эксплуатации путем испытаний ОС, устанавливаемых в реактор (в соответствии с разделом 7 ПНАЭ Г-7-008-89).

1.4. РБ предназначено для специалистов Госатомнадзора России, а также эксплуатирующих организаций и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующим организациям.

2. ПОРЯДОК И ОРГАНИЗАЦИЯ УЧЕТА ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ

2.1. Порядок учета флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС ВВЭР включает определение характеристик поля нейтронов, их контроль во времени, представление с указанием погрешности, документирование.

2.2. Установленные при этом учете значения характеристик поля нейтронов используются для прогнозирования флюенса быстрых нейтронов на КР на весь срок службы и для прогнозирования радиационного ресурса КР.

2.3. Учет флюенса быстрых нейтронов организуется при проектировании (проводится определение проектных значений характеристик поля нейтронов) и эксплуатации реактора.

2.4. Характеристики поля нейтронов, важные с точки зрения учета флюенса быстрых нейтронов: флюенс нейтронов F с энергией больше 0,5 МэВ, скорость накопления флюенса нейтронов Φ с энергией больше 0,5 МэВ, спектр нейтронов, спектральный индекс S/E . Функционально связанные с характеристиками поля нейтронов параметры, важные с точки зрения учета флюенса быстрых нейтронов: dpa , dpa/c , R^i .

2.5. Учет флюенса быстрых нейтронов проводится в характерных точках КР и ОС ВВЭР, которые должны включать:

- точки по толщине стенки КР, начиная от точки внутренней поверхности, в которых достигается максимум флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ;
- точки в соответствии с п.5.8.7.2 ПНАЭ Г-7-002-86 для расчетного сечения КР;
- точки внешней поверхности КР, в которых достигается максимум флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ;
- центр середины отдельного ОС стали КР (для ОС с надрезом - центр плоскости распространения трещины) и точки в отдельном исследованном ОС, в которых проводилось изучение свойств стали (точки излома, микроструктурного анализа и т.п.).

2.6. Прогнозирование радиационного ресурса КР с использованием установленных в результате учета значений характеристик поля нейтронов проводится для критической точки КР, являющейся одной из точек расчетного сечения КР, в которой достигаются предельные условия обеспечения сопротивления

хрупкому разрушению, приведенные в разделе 5.8 ПНАЭ Г-7-002-86, исходя из анализа всех возможных режимов.

2.7. Организацию учета флюенса быстрых нейтронов осуществляют эксплуатирующие организации.

2.8. Проектные значения характеристик поля нейтронов на КР и ОС приводятся в проекте ВВЭР и проектных документах по КР, содержащих обоснование сопротивления хрупкому разрушению КР. Результаты учета флюенса быстрых нейтронов на КР во время эксплуатации вносятся в документацию, содержащую обоснование эксплуатации реактора в очередную кампанию. Результаты учета флюенса быстрых нейтронов на ОС во время эксплуатации вносятся в отчетную документацию в соответствии с п.7.8 ПНАЭ Г-7-008-89.

3. РЕКОМЕНДАЦИИ К ПРОГНОЗИРОВАНИЮ ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА КР И ОС ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ

3.1. При проектировании ВВЭР осуществляется прогнозирование значений флюенса и скорости накопления флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС.

3.2. Следует:

- приводить расчетные значения скорости накопления флюенса, флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ, накапливаемого за расчетный проектный срок службы КР в точке максимума распределения по КР флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ для проектных режимов эксплуатации, а также оценивать погрешность этих значений скорости накопления флюенса и флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ;
- определять и обосновывать значения и погрешности значений характеристик поля нейтронов в характерных точках КР и ОС, таких как F , Φ нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ, спектр нейтронов (возможно рассматривать многогрупповой спектр для выбранных точек КР (внутренняя, внешняя поверхность, 1/4 толщины) и ОС (центр середины), спектральные индексы S/E для энергий нейтронов 0,1; 1; 3; 6 МэВ, а также значение скорости накопления флюенса тепловых нейтронов.

3.3. Рекомендуется приводить информацию об обосновании флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС, а также:

- описание расчетной методики получения трехмерных характеристик поля нейтронов на КР и ОС;
- обоснование использования указанной расчетной методики;
- пространственные распределения скорости накопления флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ и тепловых нейтронов (на внутренней, внешней поверхности КР, по толщине КР, по высоте и толщине отдельных ОС);
- значения dpa , dpa/c , R^i для выбранных точек КР и ОС (где имеется обоснованная информация о спектре нейтронов), оценку их погрешности и методы их получения. Рекомендуемые наборы нейтронно-активационных детекторов для экспериментального обоснования характеристик поля нейтронов в области КР и ОС ВВЭР приведены в приложении 1.

3.4. Для обоснования расчетных методик, значений и погрешности значений характеристик поля нейтронов на КР и ОС должно быть проведено сравнение расчетных и экспериментальных данных, полученных в базовых экспериментах (экспериментах с использованием максимально возможных по типу, составу и номенклатуре детекторов и с подтверждением надежности полученных результатов). Рекомендуется проводить обоснование:

- спектральных индексов и пространственных коэффициентов (отношение значений ППН с энергией больше определенной выбранной энергии, например, 0,5 МэВ, в двух разных характерных пространственных точках) экспериментами на макетах корпусов ВВЭР на исследовательских реакторах или установках;
- абсолютных значений характеристик поля нейтронов (или R^i для характерных реакций) экспериментами на действующих ВВЭР (возможно других модификаций) в околокорпусном пространстве (например, в воздушном зазоре за КР и на ОС).

4. УЧЕТ ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА КР И ОС ВО ВРЕМЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ РЕАКТОРА

4.1. Учет флюенса быстрых нейтронов в характерных точках каждого КР и ОС во время эксплуатации реактора должен проводиться по методикам, разработанным эксплуатирующей организацией и разрешенным для применения. При этом следует учитывать, что:

4.1.1. Методика учета флюенса быстрых нейтронов на КР должна предусматривать возможность определения с обоснованной оценкой погрешности накопленного флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ, характеристик поля нейтронов в характерных точках КР по каждой кампании в отдельности.

Допускается определять усредненные за кампанию и приведенные к номинальной мощности значения характеристик, но с учетом всех изменений в работе реактора за кампанию.

4.1.2. Методика учета флюенса быстрых нейтронов на ОС должна предусматривать определение с обоснованной оценкой погрешности флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ, характеристик поля нейтронов в характерных точках ОС, усредненных за время облучения контейнера с ОС в реакторе и приведенных к номинальной мощности, а также оценку распределения флюенса быстрых нейтронов по высоте размещения ОС.

4.1.3. Методики должны быть экспериментально обоснованы. Рекомендуется проводить обоснование:

- разовыми базовыми экспериментами (с использованием широкого набора нейтронно-активационных и других детекторов) вблизи КР и в контейнере с ОС для головных блоков;
- контрольными регулярными экспериментами (возможно с использованием ограниченного набора характерных нейтронно-активационных детекторов в качестве мониторов) вблизи КР каждого блока;
- измерениями активности детекторов сопровождения, устанавливаемых вместе с ОС, и измерениями активности материала ОС.

Выбор способа постановки экспериментов, их состава, периодичности проведения принимается на основании обоснованного соответствующими исследованиями технического решения. Эксперименты проводятся с учетом п.9.1.16 ПНАЭ Г-7-008-89. Методики выполнения измерений должны удовлетворять ГОСТ Р 8.563-96.

Для базовых и контрольных экспериментов вблизи КР ВВЭР рекомендуется использовать пространство воздушного зазора за КР. Рекомендуемый набор нейтронно-активационных детекторов представлен в приложении 1¹.

4.2. Рекомендуется проводить прогнозирование флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ в критической точке на проектный срок службы КР после завершения каждой кампании. При этом рекомендуется руководствоваться следующим:

4.2.1. Если режим эксплуатации в последующие кампании будет соответствовать режиму в предыдущие кампании, прогнозируемый на проектный срок службы, выраженный моментом эффективного времени t_τ , флюенс F_τ (здесь и далее, если особо не оговорено, используются F и Φ нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ) может определяться по формуле:

$$F_\tau = F_t + \Phi_{max}(t_\tau - t_t), \quad (1)$$

где:

F_t - накопленный флюенс быстрых нейтронов на конец последней завершённой кампании;

Φ_{max} - максимальная из предыдущих кампаний скорость накопления флюенса быстрых нейтронов за кампанию;

t_t - эффективное время работы реактора на момент определения накопленного флюенса быстрых нейтронов.

4.2.2. С целью обеспечения консервативности при обосновании проектного срока службы КР необходимо при прогнозировании флюенса быстрых нейтронов использовать значения характеристик поля нейтронов с учетом их погрешности. Рекомендуется использовать в качестве верхней границы следующие значения:

$$F_t^* = F_t + \delta F_t \quad ; \quad (2)$$
$$\Phi_{max}^* = \Phi_{max} + \delta \Phi_{max} \quad ,$$

где:

δF_t , $\delta \Phi_{max}$ - оцененные погрешности соответствующих величин для уровня доверительной вероятности 0,95.

4.2.3. Установленные после завершения кампании и прогнозируемые значения флюенса быстрых нейтронов в критической точке следует сравнивать с предельным допустимым значением и использовать для последующего прогнозирования радиационного ресурса КР. Допустимо проводить экспертную оценку радиационного ресурса КР в соответствии с методикой, приведенной в приложении 2.

4.3. Должно быть проведено сравнение проектных данных о характеристиках поля нейтронов на КР и ОС и результатов определения тех же величин, полученных во время эксплуатации ВВЭР и

¹ При использовании нейтронно-активационных детекторов для экспериментального обоснования расчетов рекомендуется проводить сравнение расчетных и измеренных удельных активностей продуктов реакций, приведенных на конец облучения детекторов.

обоснованных базовыми экспериментами. В зависимости от результатов сравнения допускается уточнение проектных данных. Могут быть внесены необходимые коррективы в соответствующие документы согласно процедуре, определенной в п.9.2.2 ПНАЭ Г-7-008-89.

При внедрении режимов загрузки топлива, отличных от проектных, или конструктивных изменений, влияющих на перенос быстрых нейтронов до КР, необходимо выполнить расчет характеристик поля быстрых нейтронов на КР. При обосновании расчетных значений характеристик поля быстрых нейтронов на КР следует рассматривать необходимость их экспериментального обоснования при первой опытной эксплуатации такого ВВЭР. Результаты этого расчета и обоснования должны быть включены в комплект документации, представляемой на согласование в установленном порядке с целью внедрения нового режима загрузки топлива или внесения конструктивных изменений.

4.4. Если при учете флюенса быстрых нейтронов в силу каких-либо причин (например, при отсутствии информации о предыдущей работе реактора) затруднено использование в полной мере методик учета флюенса быстрых нейтронов на КР и ОС, то при определении и прогнозировании характеристик поля нейтронов следует использовать консервативные коэффициенты запаса для этих величин на неопределенности, обусловленные спецификой работы реактора. Обоснованность используемых коэффициентов запаса должна быть подтверждена.

5. РЕКОМЕНДАЦИИ К УЧЕТУ ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ ПРИ РЕШЕНИИ ВОПРОСА О ВОЗМОЖНОСТИ ПРОДЛЕНИЯ ЭКСПЛУАТАЦИИ КР ПОСЛЕ ИСТЕЧЕНИЯ НАЗНАЧЕННОГО В ПРОЕКТЕ СРОКА ЭКСПЛУАТАЦИИ

5.1. При решении вопроса о возможности продления эксплуатации КР ВВЭР после истечения назначенного в проекте срока эксплуатации необходимо уточнить значения характеристик поля нейтронов в характерных точках КР с использованием последних рекомендаций в области нейтронной дозиметрии КР.

5.2. Необходимо прогнозировать флюенс нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ на КР, соответствующий моменту окончания продлеваемого срока эксплуатации, по аналогии с рекомендациями п.4.2 РБ. При определении флюенса быстрых нейтронов следует пользоваться формулой (1), где вместо t_{τ} нужно использовать $t_{\tau} + t^*$, где t^* - продлеваемый срок эксплуатации.

5.3. В процессе каждой продлеваемой кампании необходимо вести учет флюенса быстрых нейтронов на КР за кампанию, при этом флюенс быстрых нейтронов должен быть экспериментально обоснован. Рекомендуется проводить эксперимент с установкой нейтронно-активационных детекторов в зазоре у внешней поверхности КР.

5.4. Рекомендуется для подтверждения достоверности значений накопленного флюенса быстрых нейтронов на корпусе провести анализ активности соскобов с внутренней поверхности КР для оценки флюенса быстрых нейтронов по реакции $^{93}\text{Nb}(n,n')$.

6. РЕКОМЕНДАЦИИ К УЧЕТУ ФЛЮЕНСА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНОВ НА КР, НА КОТОРОМ ПРОВЕДЕН ТЕРМИЧЕСКИЙ ОТЖИГ

6.1. При учете флюенса быстрых нейтронов на КР ВВЭР, на которых проведен термический отжиг, необходимо вести подсчет накопления флюенса быстрых нейтронов как от начала эксплуатации, так и от кампании, перед которой проведен термический отжиг.

6.2. С последующей после отжига кампании необходимо проводить учет флюенса быстрых нейтронов на КР с экспериментальным обоснованием флюенса быстрых нейтронов, накопленного за реализованные после отжига кампании.

6.3. Необходимо прогнозировать накопление флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ в критической точке КР в каждую планируемую после отжига кампанию, и после каждой кампании, начиная с момента отжига, прогнозировать флюенс быстрых нейтронов на момент окончания последней до исчерпания радиационного ресурса КР кампании. При этом необходимо определять и обосновывать скорость накопления флюенса нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ и коэффициент запаса для нее в критической точке в каждую планируемую кампанию.

Приложение 1 (рекомендуемое) к РБ "Учет флюенса быстрых нейтронов на корпусах и образцах-свидетелях ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса корпусов"

Рекомендуемые наборы нейтронно-активационных детекторов для экспериментального обоснования характеристик поля нейтронов в области КР и ОС ВВЭР

Детектор, реакция	Период полураспада, сут [1]	Эффективная энергия, МэВ [2]	Базовые измерения в зазоре за КР	Контрольные измерения в зазоре за КР	Измерения на ОС	Методика анализа соскобов с КР
$^{237}\text{Np}(n,f)^{137}\text{Cs}$	11020	0,55	+	+	+	–
$^{93}\text{Nb}(n,n')^{93\text{m}}\text{Nb}$	5890	1,0	+	+	+	+
$^{238}\text{U}(n,f)^{137}\text{Cs}$	11020	1,5	+	–	+	–
$^{58}\text{Ni}(n,p)^{58}\text{Co}$	70,86	2,5	+	–	–	–
$^{54}\text{Fe}(n,p)^{54}\text{Mn}$	312,3	3,0	+	+	+	+
$^{46}\text{Ti}(n,p)^{46}\text{Sc}$	83,79	4,5	+	–	–	–
$^{63}\text{Cu}(n,\alpha)^{60}\text{Co}$	1925,5	7,0	+	+	+	–
$^{55}\text{Mn}(n,2n)^{54}\text{Mn}$	312,3	11,6	+	–	–	–
$^{59}\text{Co}(n,\gamma)^{60}\text{Co}$	1925,5	Реакция на тепловых нейтронах	+	+	+	+

1. X-ray and gamma-ray standards for detector calibration, IAEA-TECDOC-619. IAEA, VIENNA, 1991.

2. Ярына В.П., Григорьев Е.И., Тарновский Г.Б. Методические указания. Государственная система обеспечения единства измерений. Характеристики реакторных нейтронных полей. Методика нейтронно-активационных измерений. МИ 1393-86. ВНИИФТРИ. Москва, 1986.

Приложение 2 (рекомендуемое) к РБ “Учет флюенса быстрых нейтронов на корпусах и образцах-свидетелях ВВЭР для последующего прогнозирования радиационного ресурса корпусов”

МЕТОДИКА ЭКСПЕРТНОЙ ОЦЕНКИ РАДИАЦИОННОГО РЕСУРСА КОРПУСОВ ВВЭР

1. Общие положения

Методика предназначена для экспертного анализа документов, обосновывающих сопротивление хрупкому разрушению и радиационный ресурс КР ВВЭР как на стадии проектирования, так и во время эксплуатации. Она может использоваться в качестве факультативной при подготовке соответствующих документов в эксплуатирующих организациях и организациях, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующим организациям.

Методика позволяет получать экспертную оценку радиационного ресурса КР после каждой завершенной кампании при известных априори свойствах стали, прочностных характеристиках и принятых расчетных аварийных режимах, если получены оценки накопленного флюенса быстрых нейтронов с учетом всех предыдущих кампаний.

Методика применима к КР ВВЭР, на которых не проводился термический отжиг.

В методике использованы критерии и зависимости, принятые в [1].

2. Оценка радиационного ресурса

2.1. Радиационный ресурс КР и флюенс быстрых нейтронов

Остаточный радиационный ресурс корпуса ВВЭР определяется из соотношения:

$$[F] - F_t - \sum_{n=1}^N \Phi_n t_n = 0, \quad (\text{П1})$$

где:

$[F]$ - предельный допускаемый флюенс нейтронов в критической точке корпуса (здесь и далее, если особо не оговорено, используются F и Φ нейтронов с энергией больше 0,5 МэВ);

F_t - накопленный флюенс нейтронов на момент проведения экспертной оценки в той же точке;

N - количество кампаний работы реактора в оставшееся до исчерпания радиационного ресурса время от момента проведения экспертной оценки;

Φ_n - предполагаемая скорость накопления флюенса нейтронов в той же точке за кампанию n ;

t_n - предполагаемое эффективное время работы реактора во время кампании n .

Тогда остаточный радиационный ресурс КР будет равен:

$$\tau = \sum_{n=1}^N t_n. \quad (\text{П2})$$

Если скорость накопления флюенса быстрых нейтронов в оставшиеся кампании принимается одинаковой (например, из соображений консервативности скорость принимается максимальной из выборки значений по всем возможным в будущем кампаниям), то радиационный ресурс КР будет определяться так:

$$\tau = \frac{[F] - F_t}{\Phi_{max}}, \quad (\text{П3})$$

где:

Φ_{max} - принятая максимальная скорость накопления флюенса нейтронов из всех возможных кампаний.

Учитывая, что F_t до начала эксплуатации реактора равен нулю, проектный радиационный ресурс КР будет определяться так:

$$\tau = \frac{[F]}{\Phi_{max}}. \quad (\text{П4})$$

Поскольку все значения характеристик поля нейтронов могут быть определены только с некоторой погрешностью, при прогнозировании флюенса быстрых нейтронов необходимо вводить консервативные коэффициенты запаса по каждой составляющей в формуле (П3), чтобы уверенно прогнозировать радиационный ресурс КР:

$$\begin{aligned} [F] &= \frac{I}{k_{[F]}} [F]^* ; \\ F_t &= k_F F_t^* ; \\ \Phi_{max} &= k_{\Phi} \Phi_{max}^* , \end{aligned} \quad (П5)$$

где:

$k_{[F]}$, k_F , k_{Φ} - консервативные коэффициенты запаса (по величине равны или больше единицы) по предельному допускаемому флюенсу, накопленному флюенсу и скорости накопления флюенса быстрых нейтронов;

$[F]^*$, F_t^* , Φ_{max}^* - оцененные значения предельного допускаемого флюенса, накопленного флюенса и скорости накопления флюенса быстрых нейтронов.

2.2. Определение предельного допускаемого флюенса нейтронов

В соответствии с зависимостями из [1] и принимая во внимание подходы из [2, 3], предельный допускаемый флюенс быстрых нейтронов в экспертных оценках можно оценить по формуле:

$$[F] = \left(\frac{T_k^a - T_{k0}}{A_F} \right)^3 F_0 , \quad (П6)$$

где:

T_k^a - предельная допускаемая критическая температура хрупкости в критической точке;

T_{k0} - критическая температура хрупкости в исходном (до облучения) состоянии;

A_F - коэффициент радиационного охрупчивания, °C;

F_0 - константа, равная 10^{18} н/см².

За значение T_k^a принимается минимальное, исходя из полученных в анализе всех теплогидравлических режимов, напряженно-деформированного состояния металла в зоне постулированного расчетного дефекта [3] (значение известно из документов, обосновывающих проектный срок службы КР). Значения T_{k0} и A_F принимаются в соответствии с п.5.8.4.2 [1]. При этом допускается, что нормативные значения T_k^a , T_{k0} , A_F определены с достаточной степенью консервативности. В этом случае можно принять, что $k_{[F]}$ равен единице.

Следует отметить, что в соответствии с методикой раздела 8 приложения 2 [1] по испытаниям ОС проводится определение коэффициента радиационного охрупчивания материала ОС A_F^{SS} с учетом сдвига критической температуры хрупкости вследствие влияния облучения ΔT_F^{SS} и флюенса быстрых нейтронов на ОС F^{SS} согласно формуле:

$$A_F^{SS} = \Delta T_F^{SS} \left(\frac{F^{SS}}{F_0} \right)^n , \quad (П7)$$

где:

n - показатель степени, принимаемый в соответствии с [1].

В этом случае значение F^{SS} , имеющее некоторую погрешность, должно использоваться с коэффициентом запаса, чтобы обеспечить достаточную консервативность значения A_F^{SS} , которое используется для сравнения с нормативным значением A_F , приведенным в аттестационном отчете согласно п.5.8.4.2 [1]. Рекомендуемое значение коэффициента запаса для F^{SS} - 1,3.

2.3. Определение накопленного флюенса быстрых нейтронов

Накопленный флюенс быстрых нейтронов в критической точке КР определяется в результате учета флюенса быстрых нейтронов при эксплуатации реактора (в соответствии с п.4 РБ). При этом должны быть определены накопленные флюенсы быстрых нейтронов по каждой кампании в отдельности и зафиксированы как последовательный набор значений

$$\{F_i\}_{i=1\dots m},$$

где: m - количество реализованных кампаний до момента оценки накопленного флюенса быстрых нейтронов.

2.4. Определение скорости накопления флюенса быстрых нейтронов

Прогнозирование скорости накопления флюенса быстрых нейтронов в оставшееся время эксплуатации проводится из анализа планируемых нагрузок активных зон реактора. При этом могут быть использованы результаты расчета характеристик поля нейтронов, соответствующего этим нагрузкам.

Если режим эксплуатации будет соответствовать режиму, использованному в предыдущих нагрузках, в качестве максимальной скорости накопления флюенса быстрых нейтронов можно применять максимальное значение из выборки

$$\left\{ \frac{F_i}{t_i} \right\}_{i=1\dots m},$$

где: t_i - эффективное время работы реактора в кампанию i .

2.5. Определение коэффициентов запаса

Значения коэффициентов запаса k_F и k_Φ в выражениях (П5) можно оценивать из анализа расчетно-экспериментальных результатов определения флюенса быстрых нейтронов, полученных на конкретном реакторе. Исследования на действующих ВВЭР, например, [4-7], показывают, что расчетные и экспериментальные данные о характеристиках поля нейтронов в области КР (флюенс и скорость накопления флюенса быстрых нейтронов) могут расходиться на 10 - 20 %. При этом погрешность экспериментальных данных находится в районе 10 %. Таким образом, общая неопределенность значений характеристик поля быстрых нейтронов в критических точках может составить 30 %. Поэтому для экспертных оценок рекомендуется использовать значения этих коэффициентов запаса не ниже 1,3. Более низкие значения должны быть обоснованы и пройти экспериментальную валидацию.

3. Список использованной литературы

1. Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86)/ГАЭН СССР. М.: Энергоатомиздат, 1989.
2. Радиационное повреждение стали корпусов водо-водяных реакторов. Алексеенко Н.Н., Амаев А.Д. и др. М.: Энергоатомиздат, 1981.
3. Проблема обеспечения радиационного ресурса корпусов ВВЭР. Абаган А.А. и др. Сб.: Атомные электрические станции, вып.10. М.: Энергоатомиздат, 1988.
4. Бородин А.В., Бродкин Э.Б., Хрусталева А.В. и др. Расчетно-экспериментальные исследования поля нейтронов в околокорпусном пространстве реакторов ВВЭР. ВАНТ. Сер. Физика и техника ядерных реакторов, 1985, вып.4.
5. Spinney K.B. et al. Benchmarking of YAEC Pressure Vessel Fluence Methodology on Maine Yankee. Proc. of the 9th Intern. Symp. on Reactor Dosimetry, 2 - 6 Sep. 1996, Prague, Czech Republic, Hamid Ait Abderrahim et al. Eds., World Scientific, 1998.
6. Barz H.-U., Boehmer B., Borodkin G.I. et al. Determination of Pressure Vessel Fluence Spectra for a Low Leakage Rovno-3 Reactor Core Using Three Dimensional Monte Carlo Neutron Transport Calculations and Ex-vessel Neutron Activation Data. In [6].

7. Brodki E.B., Borodki G.I., Egorov A.L., Zaritski S.M. *The Neutron Fluence Monitoring System for VVER-1000 Pressure Vessel and Its Validation*. Proc. of Radiation Protection and Shielding Division Topical Meeting, April 21-25, 1996, Sea Crest Resort, MA, 1996.

ПРОЕКТЫ НОРМ И ПРАВИЛ

Проект

Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности
(Госатомнадзор России)

**ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА
В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

УТВЕРЖДЕНЫ
постановлением
Госатомнадзора России
от “ ” _____ г.
№

**ТРЕБОВАНИЯ
К ПРОГРАММЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА
ДЛЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ**

НП - 00...- 99

ВВЕДЕНЫ в действие
с “ ” _____ г.

Москва, 1999

УДК

ТРЕБОВАНИЯ К ПРОГРАММЕ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА ДЛЯ АТОМНЫХ СТАНЦИЙ

(НП - 00...--99)

Госатомнадзор России

Москва, 1999

Настоящий нормативный документ подготовлен рабочей группой в составе: Агеев А.В., Адамчик С.А., Аронов И.З., Белецкий В.А., Грозовский Г.И., Калиберда И.В., Ляпина Г.И., Молотков В.С., Плеханов В.Ш. При разработке проекта окончательной редакции нормативного документа были учтены предложения Е.С.Мирющенко, О.А.Янбулата, В.А.Дорфа и других специалистов заинтересованных организаций, структурных подразделений центрального аппарата и межрегиональных территориальных округов Госатомнадзора России.

СОДЕРЖАНИЕ

Список сокращений

Термины и определения

1. Назначение и область применения
 2. Общие положения
 3. Требования к составу программы обеспечения качества для АС
 4. Функции эксплуатирующей организации АС и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС, при разработке программы обеспечения качества для АС и их ответственность за разработку программы обеспечения качества для АС
 5. Требования к содержанию программы обеспечения качества для АС
 6. Требования к выполнению программы обеспечения качества для АС
- Приложение 1** (обязательное). Разделы программы обеспечения качества для АС
- Приложение 2** (рекомендуемое). Основные разделы процедур, положений о структурных подразделениях и должностных инструкций

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

АС	- атомная станция
ПОКАС	- программа обеспечения качества для блока АС или АС
ПОКАС (О)	- общая программа обеспечения качества для блока АС или АС
ПОКАС (ВП)	- программа обеспечения качества при выборе площадки для размещения

	блока АС или АС
ПОКАС (П)	- программа обеспечения качества при проектировании блока АС или АС
ПОКАС (РУ)	- программа обеспечения качества при разработке реакторной установки для блока АС или АС
ПОКАС (Р)	- программа обеспечения качества при разработке оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС
ПОКАС (И)	- программа обеспечения качества при изготовлении оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС
ПОКАС (С)	- программа обеспечения качества при сооружении блока АС или АС
ПОКАС (ВЭ)	- программа обеспечения качества при вводе в эксплуатацию блока АС или АС
ПОКАС (Э)	- программа обеспечения качества при эксплуатации блока АС или АС
ПОКАС (ВвЭ)	- программа обеспечения качества при выводе из эксплуатации блока АС или АС

ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

Корректирующие меры - меры по устранению выявленных несоответствий с целью предотвращения их повторного возникновения.

Несоответствие - невыполнение одного или нескольких установленных требований.

Обеспечение качества - планируемая и систематически осуществляемая деятельность, направленная на то, чтобы все работы на этапах выбора площадки, проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и вывода из эксплуатации блока АС или АС, а также конструирования и изготовления для них систем и оборудования выполнялись установленным образом, а их результаты удовлетворяли предъявленным к ним требованиям.

Общая программа обеспечения качества для АС - программа обеспечения качества для блока АС или АС, организующая и координирующая деятельность эксплуатирующей организации АС, АС и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС.

Политика в области обеспечения качества - основные направления и цели эксплуатирующей организации АС или организации, выполняющей работы и предоставляющей услуги эксплуатирующей организации АС в области качества в целях безопасности, установленные руководством эксплуатирующей организации АС или организацией, выполняющей работы и предоставляющей услуги эксплуатирующей организации АС.

Проверка (аудит) - систематический и независимый анализ, осуществляемый с целью оценки эффективности программы обеспечения качества для АС.

Программа обеспечения качества для АС – документ (комплект документов), устанавливающий совокупность организационно-технических и других мероприятий по обеспечению качества, направленных на реализацию установленных критериев и принципов обеспечения безопасности АС.

Процедура - документ (например, стандарты системы качества организации, производственная инструкция, методика, специальная программа), регламентирующий способы и порядок действий, обеспечивающих выполнение работ, важных для безопасности, а также порядок и способы контроля результатов этих работ.

Управление качеством - методы и виды деятельности оперативного характера, используемые для выполнения требований к качеству.

Частная программа обеспечения качества для АС - программа обеспечения качества эксплуатирующей организации АС или организации, выполняющей работы и предоставляющей услуги эксплуатирующей организации АС, для конкретного этапа жизненного цикла блока АС или АС.

Эффективность ПОКАС – характеристика ПОКАС, определяющая степень достижения целей ПОКАС и заключающаяся в том, что цели ПОКАС, установленные руководством эксплуатирующей организации АС или организации, выполняющей работы и предоставляющей услуги эксплуатирующей организации АС, достигнуты.

1. НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

1.1. Федеральные нормы и правила в области использования атомной энергии “Требования к программе обеспечения качества для атомных станций” устанавливают цель программы обеспечения качества для АС, требования к составу, содержанию и реализации программы обеспечения качества для АС.

1.2. Настоящий документ предназначен для проектируемых, строящихся, эксплуатируемых и выводимых из эксплуатации блоков АС или АС, включая обращение с радиоактивными отходами в границах площадки АС.

1.3. Настоящий документ распространяется на системы (элементы), важные для безопасности АС, а также на работы и услуги, важные для безопасности АС.

2. ОБЩИЕ ПОЛОЖЕНИЯ

2.1. Целью программы обеспечения качества для АС является регламентация деятельности по обеспечению качества, направленной на реализацию основных критериев и принципов обеспечения безопасности АС и осуществляемой эксплуатирующей организацией АС и организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС.

2.2. Устройство и надежность систем (элементов), важных для безопасности АС, документация и различные виды работ, влияющие на обеспечение безопасности АС, являются объектами деятельности по обеспечению качества.

2.3. Эксплуатирующая организация АС разрабатывает общую программу обеспечения качества для АС - ПОКАС (О) и частные программы обеспечения качества для блока АС или АС – ПОКАС (ВЭ), ПОКАС (Э), ПОКАС (ВвЭ); организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации АС, разрабатывают свои частные программы обеспечения качества для блока АС или АС.

2.4. Общая программа обеспечения качества для АС должна:

- устанавливать требования к частным программам обеспечения качества;
- разрабатываться для каждой вновь сооружаемой АС;
- пересматриваться при сооружении нового блока АС;
- соответствовать политике в области обеспечения качества эксплуатирующей организации АС;
- не противоречить требованиям федеральных норм и правил в области использования атомной энергии.

2.5. В процессе деятельности по выбору площадки, проектированию, сооружению, вводу в эксплуатацию, эксплуатации и выводу из эксплуатации блока АС или АС, а также конструированию и изготовлению для них систем и оборудования эксплуатирующая организация АС и организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации АС, должны обеспечивать выполнение и совершенствование разработанных программ обеспечения качества для АС.

2.6. Настоящий документ разработан с учетом рекомендаций руководств МАГАТЭ по обеспечению качества.

3. ТРЕБОВАНИЯ К СОСТАВУ ПРОГРАММЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА ДЛЯ АС

3.1. Для АС разрабатываются общая программа обеспечения качества - ПОКАС (О) и частные программы обеспечения качества при:

- выборе площадки для размещения блока АС или АС – ПОКАС (ВП);
- проектировании блока АС или АС - ПОКАС (П);
- разработке реакторной установки для блока АС или АС – ПОКАС (РУ);
- разработке оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС, - ПОКАС (Р);
- изготовлении оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС, - ПОКАС (И);
- сооружении блока АС или АС - ПОКАС (С);
- вводе в эксплуатацию блока АС или АС – ПОКАС (ВЭ);
- эксплуатации блока АС или АС, включая реконструкцию, модернизацию и техническое перевооружение, - ПОКАС (Э);
- выводе из эксплуатации блока АС или АС - ПОКАС (ВвЭ).

3.2. Организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации АС, на основе требований настоящего документа и требований ПОКАС (О), реализуемых через договорные отношения, устанавливают требования к программам обеспечения качества субподрядных организаций, которые выполняют работы и предоставляют услуги субподрядным организациям, осуществляют координацию разработки и контроль за их выполнением.

3.3. Для сооружаемых, эксплуатируемых и выводимых из эксплуатации блоков АС или АС допускается не разрабатывать частные программы обеспечения качества для АС для предшествующих этапов жизненного цикла, а в общей программе обеспечения качества для АС - не устанавливать требования к частным программам обеспечения качества для АС для этих этапов.

3.4. Для этапа изготовления серийной продукции допускается разрабатывать одну частную программу обеспечения качества для АС - ПОКАС(И).

3.5. Программы обеспечения качества для АС должны разрабатываться в соответствии с установленными настоящим документом требованиями к их содержанию.

4. ФУНКЦИИ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ АС И ОРГАНИЗАЦИЙ, ВЫПОЛНЯЮЩИХ РАБОТЫ И ПРЕДОСТАВЛЯЮЩИХ УСЛУГИ ЭКСПЛУАТИРУЮЩЕЙ ОРГАНИЗАЦИИ АС, ПРИ РАЗРАБОТКЕ ПРОГРАММЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА И ИХ ОТВЕТСТВЕННОСТЬ ЗА РАЗРАБОТКУ ПРОГРАММЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА ДЛЯ АС

4.1. Эксплуатирующая организация АС обеспечивает организацию и координацию разработки и выполнения общей и частных программ обеспечения качества для АС на всех этапах жизненного цикла блока АС или АС.

С этой целью эксплуатирующая организация АС:

- осуществляет выбор организаций, выполняющих работы и предоставляющих ей услуги;
- устанавливает требования к ПОКАС организаций, выполняющих работы и предоставляющих ей услуги;
- проводит проверку ПОКАС организаций, выполняющих работы и предоставляющих ей услуги, на соответствие установленным требованиям;
- контролирует и проводит внутренние проверки выполнения общей и частных программ обеспечения качества для АС, относящихся к ее ответственности;
- осуществляет сбор и анализ информации о качестве выполненных работ и предоставленных услуг;
- осуществляет пересмотр ПОКАС (О), ПОКАС (ВЭ), ПОКАС (Э), ПОКАС (ВвЭ).

4.2. Разработчик проекта АС разрабатывает, утверждает и выполняет ПОКАС (ВП), ПОКАС (П).

4.3. Разработчик проекта реакторной установки разрабатывает, утверждает и выполняет ПОКАС (РУ).

4.4. Разработчик оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС, разрабатывает, утверждает и выполняет ПОКАС (Р).

4.5. Изготовитель оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС, разрабатывает, утверждает и выполняет ПОКАС (И).

4.6. Генеральный подрядчик по строительству блока АС или АС разрабатывает, утверждает и выполняет ПОКАС (С).

4.7. Эксплуатирующая организация АС разрабатывает, утверждает и выполняет ПОКАС (О), ПОКАС (ВЭ), ПОКАС (Э), ПОКАС (ВвЭ).

4.8. Эксплуатирующая организация АС, согласно утвержденным планам, проверяет на соответствие установленным требованиям ПОКАС (ВП), ПОКАС (П), ПОКАС (РУ), ПОКАС (С), ПОКАС (Р), ПОКАС (И).

4.9. Организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации АС, разрабатывают, утверждают и выполняют свои программы обеспечения качества в зависимости от специфики выполняемых работ и предоставляемых услуг, а также осуществляют проверки выполнения программ обеспечения качества организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги.

4.10. Эксплуатирующая организация АС и организации, выполняющие работы и предоставляющие ей услуги, должны разрабатывать процедуру оценки эффективности ПОКАС по обеспечению качества.

5. ТРЕБОВАНИЯ К СОДЕРЖАНИЮ ПРОГРАММЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА ДЛЯ АС

5.1. ПОКАС (О) должна содержать разделы 1-4 приложения 1 и требования к частным программам обеспечения качества для АС, которые должны реализовываться организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС, в частных программах обеспечения качества через договорные отношения с эксплуатирующей организацией АС или атомными станциями.

5.2. Частные программы обеспечения качества для АС должны состоять из разделов, приведенных в приложении 1 (обязательном).

В частные программы обеспечения качества для АС, разрабатываемые эксплуатирующей организацией АС и (или) организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС, допускается не включать разделы по обеспечению качества, деятельность в соответствии с которыми ими не осуществляется.

5.3. В зависимости от специфики и состояния блока АС или АС эксплуатирующая организация АС предусматривает разработку дополнительных разделов по сравнению с установленными в приложении 1 разделами ПОКАС.

5.4. В случае, если эксплуатирующая организация АС и (или) организации, выполняющие работы и предоставляющие ей услуги, внедрили систему качества согласно международным стандартам ИСО серий 9000, что документально оформлено, то программа обеспечения качества для АС может содержать ссылки на соответствующие элементы системы качества и описания дополнительных процедур обеспечения качества.

6. ТРЕБОВАНИЯ К ВЫПОЛНЕНИЮ ПРОГРАММЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА ДЛЯ АС

6.1. Программа обеспечения качества для АС вводится в действие соответствующим приказом по эксплуатирующей организации АС или организации, выполняющей работы и предоставляющей услуги эксплуатирующей организации АС, и является стандартом.

Ввод в действие общей и частных программ обеспечения качества для АС осуществляется до начала работ, регламентируемых в соответствующих программах.

6.2. Методы обеспечения качества, устанавливаемые в программе обеспечения качества для АС, должны учитывать классификации оборудования, систем и сооружений по влиянию на безопасность АС, определенные федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

6.3. Содержание процедур, положений о структурных подразделениях и должностных инструкций работников (персонала) устанавливается эксплуатирующей организацией АС и организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС, при необходимости с учетом положений в части обеспечения качества, приведенных в приложении 2 (рекомендуемом).

6.4. Эффективность общей и частных программ обеспечения качества для АС должна определяться путем проведения проверок их выполнения.

6.5. В общей и частных программах обеспечения качества для АС должен устанавливаться порядок внесения в них необходимых изменений и дополнений.

6.6. Эксплуатирующая организация АС должна предусматривать проверку (аудит) выполнения частных программ обеспечения качества, разработанных организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС. Организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации АС, должны предусматривать проверку (аудит) организаций, выполняющих работы и предоставляющих им услуги.

6.7. Должны проводиться независимые внутренние проверки выполнения программ обеспечения качества для АС как эксплуатирующей организацией АС, так и организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС, их анализ и совершенствование.

РАЗДЕЛЫ ПРОГРАММЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ КАЧЕСТВА ДЛЯ АС

1. Политика в области обеспечения качества.

Раздел должен содержать описание принятой политики в области обеспечения качества эксплуатирующей организации АС и (или) организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС, и устанавливать:

- приоритет обеспечения ядерной и радиационной безопасности;
- основные цели обеспечения качества;
- задачи, направленные на достижение поставленных целей обеспечения качества и методы их решения;
- обязательства руководства организации – разработчика соответствующей ПОКАС.

2. Организационно-правовая форма взаимоотношений эксплуатирующей организации АС и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС.

Раздел должен содержать:

- ссылки на основные документы, определяющие организационно-правовую форму эксплуатирующей организации АС и (или) организаций, выполняющих работы и предоставляющих ей услуги;
- распределение ответственности за обеспечение качества между организациями, выполняющими работы и предоставляющими услуги эксплуатирующей организации АС;
- порядок распределения работ, влияющих на обеспечение безопасности АС, и взаимодействия при их выполнении между производственными подразделениями эксплуатирующей организации АС или организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС, а также оформления такого взаимодействия в положениях о производственных подразделениях, должностных инструкциях работников (персонала) и (или) в других организационно - распорядительных документах;
- порядок планирования и анализа деятельности по качеству.

3. Комплектование и подготовка работников (персонала).

Раздел должен содержать информацию о наличии в должностных инструкциях работников (персонала), занятых выполнением работ, влияющих на обеспечение безопасности АС, требований к их квалификации, а также объемы знаний и навыков, соответствующих установленной квалификации.

В разделе должна приводиться информация о действующих процедурах по работе с работниками (персоналом) в части:

- проверки знаний и навыков работников (персонала), занятых выполнением работ, влияющих на обеспечение безопасности АС;
- определения потребностей в подготовке работников (персонала) и организации подготовки, переподготовки, повышения квалификации и аттестации работников (персонала), в том числе выдачи соответствующих удостоверений;
- проведения анализа программ подготовки, переподготовки, повышения квалификации и аттестации работников (персонала);
- ведения учетной документации по подготовке, переподготовке, повышению квалификации и аттестации работников (персонала).

4. Нормативные документы.

Раздел должен содержать перечень нормативных документов по обеспечению качества (или ссылку на него), действующих в эксплуатирующей организации АС и (или) организациях, выполняющих работы и предоставляющих ей услуги (например, федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, государственных и отраслевых стандартов, стандартов предприятия, действующих процедур системы качества).

В разделе должны указываться процедуры системы качества, планируемые к разработке в обеспечение требований настоящего документа и принятой политики в области обеспечения качества.

5. Управление документами.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах разработки, согласования, утверждения, ввода в действие, идентификации, внесения изменений, пересмотра, рассылки, хранения, уничтожения утративших силу документов (чертежей, инструкций, методик, данных и др.).

Раздел должен включать порядок и планирование разработки недостающих процедур системы качества.

6. Контроль проектирования.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах проверки и контроля за соблюдением в проекте требований технического задания, федеральных норм и правил в области использования атомной энергии, а также за обеспечением качества проектирования и расчетных работ, подтверждающих правильность принятых проектных решений.

7. Управление закупками оборудования, комплектующих изделий и материалов, а также предоставляемыми услугами.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах по:

- организации закупок оборудования, комплектующих изделий и материалов, а также предоставления услуг, в том числе процедуру выбора организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС (организацию тендера);
- ведения документов на закупку оборудования, комплектующих изделий и материалов, а также на предоставление услуг;
- проверки программ обеспечения качества организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС, и оценки способности этих организаций выполнять работы или предоставлять услуги эксплуатирующей организации АС;
- анализа договоров на закупку оборудования, комплектующих изделий и материалов, а также предоставления услуг.

8. Контроль закупаемого оборудования, комплектующих изделий и материалов и предоставляемых услуг.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах:

- организации идентификации, контроля (в том числе входного) и испытаний оборудования, комплектующих изделий и материалов;
- обеспечения прослеживаемости результатов контроля и испытаний;
- обеспечения полноты видов контроля и испытаний;
- организации хранения, транспортирования, консервации, упаковки оборудования;
- организации контроля за соблюдением требований к предоставляемым услугам.

9. Производственная деятельность эксплуатирующей организации АС и организаций, выполняющих работы и предоставляющих услуги эксплуатирующей организации АС.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах выполнения необходимых операций по контролю качества технологических процессов и контролю качества конечной продукции, а также:

- о процессах, непосредственно влияющих на качество продукции и услуг, и мерах по их выполнению с соблюдением требований к качеству;
- о разработке перечня систем (элементов), важных для безопасности;
- о наличии требований к качеству систем (элементов), важных для безопасности, и работ, влияющих на обеспечение безопасности АС;
- о порядке и способах выполнения и контроля работ, влияющих на обеспечение безопасности АС;
- о проведении технического обслуживания и ремонта оборудования;
- о применении при необходимости статистических методов.

10. Инспекционный контроль.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах проверки выполненных работ и предоставленных услуг на соответствие установленным требованиям.

11. Контроль испытаний.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах, обеспечивающих полноту состава видов испытаний, и опробовании оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС.

12. Метрологическое обеспечение.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах:

- организации аттестации, калибровки, поверки и идентификации контрольно-измерительного и испытательного оборудования и приборов;
- поддержания в рабочем состоянии и обслуживания контрольно-измерительного и испытательного оборудования и приборов;
- ведения, учета и хранения протоколов аттестации, калибровки и поверки контрольно-измерительного и испытательного оборудования и приборов.

13. Обеспечение качества программного обеспечения и расчетных методик.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах обеспечения качества программного обеспечения и расчетных методик, в том числе верификации программного обеспечения и расчетных методик, перечень действующих программ, методик.

14. Обеспечение надежности.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах организации обеспечения надежности оборудования, изделий и систем, важных для безопасности АС.

15. Контроль несоответствий.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах:

- регистрации нарушений требований к качеству работ (услуг) и (или) оборудования (ошибок проектирования, изготовления, дефектов и отказов оборудования, нарушений режимов эксплуатации, ошибок работников (персонала) и др.) и их анализа;
- исключения использования продукции, не соответствующей установленным требованиям (например, порядок отделения, утилизации, документирования, идентификации такой продукции) или приемки услуг, несоответствующих установленным требованиям;
- организации системы сбора и обработки данных о несоответствиях, нарушениях, дефектах, причинах их возникновения, принятых корректирующих мерах.

16. Корректирующие меры.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах разработки корректирующих мер по предотвращению повторения несоответствий, в том числе по результатам проверок, контролю за их реализацией, оценке их эффективности, документированию этой деятельности.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах предупреждения возможных отклонений и несоответствий и контроля за обеспечением их эффективности.

17. Записи по качеству.

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах формирования и ведения документации по обеспечению качества (установления вида записей (в зависимости от важности), идентификации, сбора, индексирования, доступа, составления картотеки, хранения, ведения и уничтожения зарегистрированных данных о качестве, включая результаты инспекций, испытаний, проверок технологических процессов, анализа поставляемого оборудования, комплектующих изделий и материалов).

18. Проверки (аудиты).

Раздел должен содержать информацию о действующих процедурах проведения и оформления результатов независимых проверок (внутренних и внешних) фактического состояния выполнения программы обеспечения качества для АС, а также оценки ее эффективности.

ОСНОВНЫЕ РАЗДЕЛЫ ПРОЦЕДУР, ПОЛОЖЕНИЙ О СТРУКТУРНЫХ ПОДРАЗДЕЛЕНИЯХ И ДОЛЖНОСТНЫХ ИНСТРУКЦИЙ

1. Содержание процедуры выполнения работ

В процедуре выполнения работ отражаются:

- 1.1. Наименование процедуры с отметкой о ее важности для безопасности АС.
- 1.2. Цель процедуры.
- 1.3. Область действия процедуры.
- 1.4. Требования к качеству работ с указанием регламентирующих их нормативных документов или требований заказчика.
- 1.5. Корректирующие меры в случае выявления несоответствий.
- 1.6. Перечень материалов и оснастки, необходимых для выполнения работ.
- 1.7. Меры предосторожности при выполнении работ, исключаящие их негативное влияние на безопасность АС.
- 1.8. Требуемая квалификация ответственного руководителя и исполнителей работ.
- 1.9. Порядок выполнения работ с указанием контрольных операций, по завершении которых требуется разрешение ответственного руководителя работ на продолжение работ, и контрольных точек.
- 1.10. Периодичность и порядок пересмотра процедуры.

2. Содержание процедуры контроля выполнения работ

В процедуре контроля выполнения работ отражаются:

- 2.1. Наименование процедуры с отметкой о ее важности для безопасности АС.
- 2.2. Цель процедуры.
- 2.3. Область действия процедуры.
- 2.4. Контрольные операции, по завершении которых требуется разрешение ответственного руководителя работ на продолжение работ, и контрольные точки.
- 2.5. Требования к качеству работ с указанием регламентирующих их нормативных документов или требований заказчика.
- 2.6. Перечень материалов, организационных мер и технических средств, необходимых для проведения контроля.
- 2.7. Меры предосторожности при выполнении работ, исключаящие их негативное влияние на безопасность АС.
- 2.8. Порядок проведения контрольных операций со ссылкой на утвержденные методики контроля.
- 2.9. Квалификация ответственного руководителя и исполнителей работ.
- 2.10. Периодичность и порядок пересмотра процедуры.

3. Содержание положения о структурном подразделении

В положении о структурном подразделении, связанном с выполнением работ, важных для обеспечения безопасности АС, отражаются:

- 3.1. Номенклатура работ, порученных подразделению.
- 3.2. Функции подразделения в области выполнения работ.
- 3.3. Виды и направления деятельности по обеспечению качества при выполнении работ и порядок ее выполнения.
- 3.4. Перечень иных структурных подразделений, связанных с производством работ, и порядок взаимодействия с ними.
- 3.5. Периодичность и порядок пересмотра положения.

4. Содержание должностной инструкции работников (персонала)

В должностной инструкции работников (персонала), в том числе и административно-технического персонала, связанного с выполнением работ, важных для обеспечения безопасности АС, отражаются:

- 4.1. Номенклатура работ для занимаемой должности.
- 4.2. Должностные обязанности для занимаемой должности при выполнении работ, в том числе по обеспечению их качества.
- 4.3. Квалификация и перечень знаний и навыков, необходимых для выполнения должностных обязанностей.

- 4.4. Периодичность проверки знаний и навыков и порядок поддержания квалификации.
- 4.5. Периодичность и порядок пересмотра должностной инструкции.

5. Содержание процедуры управления качеством работ

В процедуре управления качеством работ отражаются:

- 5.1. Наименования работ, подлежащих управлению, с указанием границ оперативного вмешательства.
- 5.2. Контрольные точки и контрольные операции, по завершении которых требуется разрешение ответственного руководителя работ на продолжение работы.
- 5.3. Критерии качества работ с указанием регламентирующих их нормативных документов или требований заказчика.
- 5.4. Способы, средства и порядок оперативного сбора, анализа и оценки информации о качестве выполненных работ с целью оперативной разработки и реализации адекватных корректирующих мер.
- 5.5. Порядок оперативной разработки и реализации корректирующих мер по устранению или предотвращению выявленных несоответствий, в том числе несоответствий, обнаруженных при расследовании нарушений в работе АС.
- 5.6. Периодичность и порядок пересмотра процедуры.

6. Содержание процедуры проверки общей и частных программ обеспечения качества для АС

В процедуре проверки общей и частных программ обеспечения качества для АС указывают периодичность и порядок пересмотра процедуры, условия проведения внеочередной проверки и отражаются следующие положения:

- 6.1. Проверке подлежит вся деятельность по обеспечению качества при выполнении работ, важных для обеспечения безопасности АС, установленная программой обеспечения качества для АС.
- 6.2. В отчетном документе должны быть представлены:
 - 6.2.1. Результаты анализа выявленных несоответствий за отчетный период, в том числе несоответствий, обнаруженных при расследовании нарушений в работе АС.
 - 6.2.2. Оценка эффективности деятельности по обеспечению качества комплекса работ, предусмотренных к выполнению.
 - 6.2.3. Рекомендации всем исполнителям работ по совершенствованию деятельности по обеспечению качества при выполнении работ.

Проект

Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности
(Госатомнадзор России)

**ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА
В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

УТВЕРЖДЕНЫ
постановлением
Госатомнадзора России
от “ “ _____ г.
№

**УСТАНОВКИ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО
ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА.
ТРЕБОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ**

ВВЕДЕНЫ в действие
с “ “ _____ г.

Москва, 1999

УДК 621.039.58

**УСТАНОВКИ ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА.
ТРЕБОВАНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ**

Госатомнадзор России
Москва, 1999

Нормативный документ "Установки по переработке отработавшего ядерного топлива. Требования безопасности" регламентирует вопросы безопасности, специфичные для установок по переработке отработавшего ядерного топлива как источника возможного радиационного воздействия на работников, население и окружающую среду и устанавливает принципы, критерии и требования, направленные на обеспечение безопасности установок по переработке отработавшего ядерного топлива (тепловыделяющих сборок энергетических и исследовательских реакторов, транспортных энергетических установок). Нормативный документ распространяется на проектируемые, сооружаемые и эксплуатируемые установки по переработке отработавшего ядерного топлива.

Требования безопасности публикуются впервые.

Нормативный документ разработан в Научно-техническом центре по ядерной и радиационной безопасности Госатомнадзора России при участии Е.Г. Дзекуна, Б.С. Захаркина, В.М. Ирюшкина, В.В. Киселева, Е.Г. Кудрявцева, Э.А. Ненарокова, А.В. Серова, В.С. Смелова, Ю.Г. Федосова, Р.Б. Шарафутдинова.

В процессе разработки рассмотрены и учтены замечания ПО "Маяк", ГНЦ РФ "ВНИИНМ", ГНЦ РФ ФЭИ, ФУМБЭП Минздрава России, Минатома России, ГИ «ВНИПИЭТ», Горно-химического комбината.

СОДЕРЖАНИЕ

Список сокращений

Основные термины и определения

1. Назначение и область применения
2. Критерии и принципы обеспечения безопасности установок по переработке отработавшего ядерного топлива
3. Требования к обеспечению безопасности, реализуемые при проектировании установок по переработке ядерного топлива
4. Обеспечение безопасности при эксплуатации установок по переработке отработавшего ядерного топлива
5. Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации установок по переработке отработавшего ядерного топлива

СПИСОК СОКРАЩЕНИЙ

ООБ УПОЯТ	- отчет по обоснованию безопасности установки по переработке отработавшего ядерного топлива
ОТВС	- отработавшая тепловыделяющая сборка
ОЯТ	- отработавшее ядерное топливо
СЦР	- самоподдерживающаяся цепная реакция деления
ТУК	- транспортный упаковочный комплект

ОСНОВНЫЕ ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

В настоящем документе используются следующие основные термины и определения:

1. Авария - нарушение эксплуатации установки по переработке ОЯТ, при котором произошел выход радиоактивных веществ и (или) ионизирующего излучения за предусмотренные проектом для нормальной эксплуатации границы в количествах, превышающих установленные пределы безопасной эксплуатации. Авария характеризуется исходным событием, путями протекания и последствиями.

2. Безопасность установки по переработке ОЯТ, ядерная и радиационная (далее - безопасность установки по переработке ОЯТ) - свойство установки по переработке ОЯТ при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, ограничивать радиационное воздействие на работников (персонал), население и окружающую среду установленными пределами.

3. Ввод в эксплуатацию - процесс, во время которого системы (элементы) и оборудование установки по переработке ОЯТ начинают функционировать и проверяется их соответствие проекту. Процесс включает предпусковые наладочные работы, опытно-промышленную эксплуатацию и завершается сдачей установки по переработке ОЯТ в промышленную эксплуатацию.

4. Достигнутый уровень науки и техники - комплекс научных и технических знаний, технологических, проектных и конструкторских разработок в определенной области науки и техники, который подтвержден научными исследованиями и практическим опытом и отражен в научно-технических материалах.

5. Единичный отказ - отклонение одного параметра, отказ, выход из строя одного элемента системы или ошибка работников.

6. Запретная авария - авария, вызванная не учитываемыми для проектных аварий исходными событиями или сопровождающаяся дополнительными по сравнению с проектными авариями отказами сверх единичного отказа, ошибочными решениями работников.

7. Исходное событие - единичный отказ в системах (элементах) и оборудовании установки по переработке ОЯТ, внешнее событие или ошибка работников, которые приводят к нарушению нормальной эксплуатации и могут привести к нарушению пределов и (или) условий безопасной эксплуатации. Исходное событие включает все зависимые отказы, являющиеся его следствием.

8. Консервативный подход - подход к проектированию и конструированию, когда при анализе причин аварий для параметров и характеристик принимаются значения и пределы, заведомо приводящие к более неблагоприятным результатам.

9. Коэффициент размножения - отношение полного числа нейтронов, образующихся в системе в течение некоторого интервала времени за счет деления ядер, к числу нейтронов, выбывающих из системы в результате поглощения и утечки за этот же интервал времени.

Если эта величина определяется для бесконечной среды или для бесконечно повторяющейся решетки, она называется коэффициентом размножения в бесконечной среде K_{∞} , а если для среды конечных размеров, то эффективным коэффициентом размножения нейтронов $K_{эф}$.

10. Критерии безопасности - установленные нормативными документами и (или) органами государственного регулирования безопасности при использовании атомной энергии значения параметров и (или) характеристик установки по переработке ОЯТ, в соответствии с которыми обосновывается ее безопасность.

11. Культура безопасности - квалификационная и психологическая подготовленность всех работников, при которой обеспечение безопасности установки по переработке ОЯТ является приоритетной целью и внутренней потребностью, приводящей к самосознанию ответственности и к самоконтролю при выполнении всех работ, влияющих на безопасность.

12. Местный пункт управления - часть системы управления установки по переработке ОЯТ, размещаемая по месту расположения управляемого оборудования и предназначенная для эпизодического управления этим оборудованием работниками. На местном пункте управления находится местный щит управления - панель со средствами автоматизации.

13. Нарушение нормальной эксплуатации установки по переработке ОЯТ - нарушение в работе установки по переработке ОЯТ, при котором произошло отклонение от установленных эксплуатационных пределов и условий. При этом могут быть нарушены и другие установленные проектом пределы и условия, включая пределы безопасной эксплуатации.

14. Нормальная эксплуатация - эксплуатация установки по переработке ОЯТ в определенных проектом эксплуатационных пределах и условиях.

15. Обеспечение качества - планируемая и систематически осуществляемая деятельность, направленная на то, чтобы все работы по сооружению и эксплуатации установки по переработке ОЯТ проводились установленным образом, а их результаты удовлетворяли предъявленным к ним требованиям.

16. Отказы по общей причине - отказы систем (элементов), возникающие вследствие одного отказа или ошибки работников, или внешнего или внутреннего воздействия.

Примечания

1. Внутренние воздействия (или причины) - воздействия, возникающие при исходных событиях аварий, включая ударные волны, струи, летящие предметы, изменение параметров среды (давления, температуры, химической активности и т.п.), пожары и т.п., конструктивные, технологические и прочие внутренние причины.
2. Внешние воздействия - воздействия характерных для места расположения установки по переработке ОЯТ природных явлений и деятельности человека, например, землетрясения, ураганы, аварии на транспорте, пожары, взрывы на прилегающих к установке по переработке ОЯТ объектах и т.п.

17. Ошибка работников - единичное непреднамеренное неправильное воздействие на управляющие органы, или единичный пропуск правильного действия; или единичное непреднамеренное неправильное действие при техническом обслуживании оборудования и систем (элементов), важных для безопасности.

18. Последствия аварии - возникшая в результате аварии радиационная обстановка, наносящая убытки и вред из-за превышения установленных пределов радиационного воздействия на работников, население и окружающую среду.

19. Пределы безопасной эксплуатации установки по переработке ОЯТ - установленные проектом значения параметров технологического процесса, отклонения от которых могут привести к аварии.

20. Проектная авария - авария, для которой проектом определены исходные события и конечные состояния и предусмотрены системы, обеспечивающие с учетом принципа единичного отказа или одной, независимой от исходного события ошибки работников ограничение ее последствий установленными для таких аварий пределами.

21. Промышленная эксплуатация установки по переработке ОЯТ - эксплуатация установки по переработке ОЯТ, принятой в эксплуатацию в установленном порядке, соответствие проекту и безопасность которой подтверждены испытаниями на этапах ее ввода в эксплуатацию.

22. Пункт управления - часть установки по переработке ОЯТ, размещаемая в специально предусмотренных проектом помещениях и предназначенная для централизованного автоматизированного управления технологическими процессами, реализуемого оперативным персоналом управления и средствами автоматизации.

23. Самоподдерживающаяся цепная реакция деления - процесс деления ядер нуклидов, при котором число нейтронов, образующихся в процессе деления ядер за какой-либо интервал времени, равно или больше числа нейтронов, убывающих из системы вследствие утечки и поглощения за этот же интервал времени.

24. Система - совокупность элементов, предназначенных для выполнения заданных функций.

25. Системы (элементы), важные для безопасности, - системы (элементы) нормальной эксплуатации, отказы которых нарушают нормальную эксплуатацию установки по переработке ОЯТ или препятствуют устранению отклонений от нормальной эксплуатации и могут приводить к проектным и запроектным авариям.

26. Системы (элементы) нормальной эксплуатации - системы (элементы), предназначенные для осуществления нормальной эксплуатации.

27. Сооружение установки по переработке ОЯТ - процесс возведения зданий и конструкций установки по переработке ОЯТ, включающий комплекс строительных работ, работ по монтажу оборудования, вспомогательных, транспортных и других работ.

28. Условия безопасной эксплуатации - установленные проектом минимальные условия по количеству, характеристик, состояния работоспособности и условий технического обслуживания систем (элементов), важных для безопасности, при которых обеспечивается соблюдение пределов безопасной эксплуатации и (или) критериев безопасности.

29. Установка по переработке ОЯТ - ядерная установка, предназначенная для хранения и переработки ОЯТ, производства ядерных материалов и обращения с ними, обращения с радиоактивными веществами и радиоактивными отходами в заданных режимах и условиях применения, располагающаяся

в пределах определенной проектом территории, на которой для осуществления этой цели используется комплекс необходимых систем, устройств, оборудования и сооружений с необходимыми работниками.

30. Эксплуатация - вся деятельность, направленная на достижение безопасным образом целей, для которой была построена установка по переработке ОЯТ, включая прием ОЯТ, его хранение и переработку, производство ядерных материалов и обращение с ними, обращение с радиоактивными веществами и радиоактивными отходами, техническое обслуживание, ремонты, инспектирование во время эксплуатации и другую связанную с этим деятельность.

31. Эксплуатационные пределы - значения параметров и характеристик состояния систем (элементов) установки по переработке ОЯТ, заданных проектом для нормальной эксплуатации.

32. Эксплуатация с отклонениями - эксплуатация установки по переработке ОЯТ с нарушением эксплуатационных пределов или условий, но без нарушения пределов или условий безопасной эксплуатации.

33. Эксплуатационные условия - установленные проектом условия по количеству, характеристикам, состоянию работоспособности и техническому обслуживанию систем (элементов), необходимые для работы без нарушения эксплуатационных пределов.

34. Элементы - оборудование, приборы, трубопроводы, кабели, строительные конструкции и другие изделия, обеспечивающие реализацию заданных функций самостоятельно или в составе систем и рассматриваемые в проекте в качестве структурных единиц при выполнении анализов надежности и безопасности.

1. НАЗНАЧЕНИЕ И ОБЛАСТЬ ПРИМЕНЕНИЯ

1.1. Настоящий документ регламентирует вопросы безопасности, специфичные для установок по переработке ОЯТ как источника возможного радиационного воздействия на работников, население и окружающую среду.

1.2. Настоящий документ устанавливает принципы, критерии и требования, направленные на обеспечение безопасности установок по переработке ОЯТ (тепловыделяющих сборок энергетических и исследовательских реакторов, транспортных энергетических установок).

1.3. Настоящий документ распространяется на проектируемые, сооружаемые и эксплуатируемые установки по переработке ОЯТ.

1.4. Сроки и объем приведения в соответствие с настоящим документом сооружаемых и эксплуатируемых установок по переработке ОЯТ определяются в каждом конкретном случае в порядке, установленном условиями действия лицензии на соответствующие виды деятельности в области использования атомной энергии.

2. КРИТЕРИИ И ПРИНЦИПЫ ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ УСТАНОВОК ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

2.1. Установка по переработке ОЯТ удовлетворяет требованиям безопасности в том случае, если ее радиационное воздействие на работников, население и окружающую среду при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации, включая проектные аварии, не приводит к превышению установленных дозовых пределов облучения работников и населения, нормативов выбросов и сбросов, содержания радиоактивных веществ в окружающей среде, а также ограничивает это воздействие при запроектных авариях.

2.2. Дозовые пределы облучения работников и населения, допустимые выбросы, сбросы и содержание радиоактивных веществ в окружающей среде устанавливаются для нормальной эксплуатации и аварий в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии. Эффективные дозы облучения работников и населения должны быть ниже установленных пределов.

2.3. Безопасность установки по переработке ОЯТ должна обеспечиваться путем последовательной реализации концепции глубокоэшелонированной защиты, основанной на применении системы физических барьеров на пути распространения ионизирующего излучения и радиоактивных веществ в окружающую среду и системы технических и организационных мер по защите физических барьеров и сохранению их эффективности.

2.3.1. Система физических барьеров установки по переработке ОЯТ должна включать:

- первый барьер - стенки сосудов (оборудования), трубопроводов, контейнеров, содержащих ядерные материалы, радиоактивные вещества и радиоактивные отходы;
- второй барьер - герметичные помещения (каньоны, горячие камеры и др.), в которых расположено оборудование, трубопроводы, контейнеры, содержащие ядерные материалы, радиоактивные вещества и радиоактивные отходы;
- третий барьер - строительные конструкции зданий и сооружений.

Системы вентиляции должны обеспечивать направленность движения воздушных потоков и снижение давления от внешних защитных барьеров к внутренним.

2.3.2. Система технических и организационных мер по защите физических барьеров должна образовывать не менее пяти уровней глубокоэшелонированной защиты, а именно:

уровень 1 (предотвращение нарушений нормальной эксплуатации):

- оценка и выбор площадки, пригодной для размещения установки по переработке ОЯТ;
- установление санитарно-защитной зоны, зоны наблюдения вокруг установки по переработке ОЯТ, на которой осуществляется планирование защитных мероприятий;
- разработка проекта установки по переработке ОЯТ (далее - проект) на основе консервативного подхода;
- обеспечение требуемого качества систем (элементов) установки по переработке ОЯТ и выполняемых работ;
- эксплуатация установки по переработке ОЯТ в соответствии с нормативными документами, технологическими регламентами и инструкциями по эксплуатации;
- поддержание в исправном состоянии систем (элементов), важных для безопасности, путем своевременного диагностирования дефектов, принятия профилактических мер, замены выработавшего ресурс оборудования и организация эффективно действующей системы документирования результатов работ и контроля;
- подбор и обеспечение необходимого уровня квалификации работников установки по переработке ОЯТ для действий при нормальной эксплуатации и нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии, формирование культуры безопасности;

уровень 2 (предотвращение проектных аварий):

- своевременное выявление отклонений от нормальной эксплуатации и их устранение;
- управление при эксплуатации с отклонениями от нормальной эксплуатации;

уровень 3 (предотвращение запроектных аварий):

- предотвращение перерастания исходных событий в проектные аварии, а проектных аварий - в запроектные;
- ослабление последствий аварий, которые не удалось предотвратить, путем локализации выделяющихся радиоактивных веществ;

уровень 4 (управление запроектными авариями):

- предотвращение развития запроектных аварий и ослабление их последствий;

уровень 5 (противоаварийное планирование):

- подготовка и осуществление при необходимости планов аварийных мероприятий на площадке размещения установки по переработке ОЯТ и за ее пределами.

2.3.3. Концепция глубокоэшелонированной защиты осуществляется на всех этапах деятельности, связанной с обеспечением безопасности установки по переработке ОЯТ. Приоритетной является стратегия предотвращения неблагоприятных событий путем реализации уровней 1 и 2 глубокоэшелонированной защиты.

2.4. При нормальной эксплуатации все физические барьеры и меры по их защите должны быть работоспособными и находиться в состоянии готовности. Согласно условиям безопасной эксплуатации, при выявлении неработоспособности любого из предусмотренных физических барьеров или неготовности мер по его защите и контролю его работоспособности соответствующие системы установки по переработке ОЯТ должны быть остановлены или приняты меры по приведению их в безопасное состояние.

2.5. Устройство систем (элементов), важных для безопасности, документация и различные виды работ, влияющие на обеспечение безопасности установки по переработке ОЯТ, должны являться объектами деятельности по обеспечению качества.

2.6. Эксплуатирующая организация обеспечивает разработку и проведение мероприятий по обеспечению качества на всех этапах жизненного цикла установки по переработке ОЯТ и в этих целях разрабатывает общую программу обеспечения качества и контролирует деятельность организаций, выполняющих для нее работы и (или) предоставляющих услуги.

Организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации (научные, конструкторские, проектные, строительные, монтажные, наладочные организации, заводы-изготовители оборудования для установки по переработке ОЯТ и др.), разрабатывают в рамках общей программы обеспечения качества частные программы обеспечения качества по видам деятельности.

2.7. Эксплуатирующая организация обеспечивает безопасность установки по переработке ОЯТ и несет за нее полную ответственность в соответствии с законодательством Российской Федерации, включая меры по предотвращению аварий и снижению их последствий, учету, контролю и физической защите ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, радиационный контроль состояния окружающей среды в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения, а также за использование установки по переработке ОЯТ только для тех целей, для которых она была спроектирована и сооружена.

2.8. Система технических и организационных мер по обеспечению безопасности установки по переработке ОЯТ должна быть представлена в ООБ УПОЯТ, разработка которого обеспечивается эксплуатирующей организацией или предприятием, заявившем о своем намерении соорудить и эксплуатировать установку по переработке ОЯТ (заявителем). Какие - либо расхождения между информацией, содержащейся в ООБ УПОЯТ и в проекте, и его реализацией не допускаются. Соответствие ООБ УПОЯТ реальному состоянию установки по переработке ОЯТ поддерживается эксплуатирующей организацией в течение всего срока ее службы.

2.9. На установке по переработке ОЯТ должны быть предусмотрены технические средства и организационные меры по предотвращению нарушения пределов и условий безопасной эксплуатации.

2.10. Для запроектных аварий в проекте должны быть предусмотрены меры по ограничению их возможного воздействия, если они не исключены на основе внутренних свойств самозащищенности систем (элементов) установки по переработке ОЯТ, принципов их устройства и особенностей технологических процессов.

2.11. Для запроектных аварий должно быть предусмотрено снижение опасности радиационного воздействия на работников, население и окружающую среду путем осуществления планов мероприятий по защите работников и населения.

2.12. В проекте должны быть определены перечни исходных событий проектных аварий и перечень запроектных аварий, включая исходные события, пути развития и последствия. Перечни должны включать представительные сценарии аварий с тяжелыми последствиями для определения плана возможных ответных действий. При определении перечня запроектных аварий необходимо провести их реалистичный (не консервативный) анализ, содержащий оценки вероятностей путей протекания каждой конкретной запроектной аварии, приводящей к тяжелым повреждениям системы защитных барьеров.

Анализ последствий запроектных аварий, представленный в проекте, является основой для составления мероприятий по защите работников и населения в случае аварий.

2.13. Технические и организационные решения, принимаемые для обеспечения безопасности установки по переработке ОЯТ при разработке и изготовлении оборудования, проектировании, сооружении, эксплуатации, реконструкции и модернизации ее систем (элементов) должны быть апробированы прежним опытом или испытаниями, исследованиями, опытом эксплуатации прототипов и соответствовать достигнутому уровню науки и техники и федеральным нормам и правилам в области использования атомной энергии.

2.14. На установке по переработке ОЯТ должны быть обеспечены физическая защита, учет и контроль ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

3. ТРЕБОВАНИЯ К ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ, РЕАЛИЗУЕМЫЕ ПРИ ПРОЕКТИРОВАНИИ УСТАНОВОК ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

3.1. Системы (элементы), важные для безопасности, должны проектироваться в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, изложенными в настоящем документе критериями, принципами и требованиями безопасности.

3.2. Проектом должны быть предусмотрены технические средства, обеспечивающие уменьшение последствий запроектных аварий.

3.3. Проектом, рабочей документацией систем (элементов), важных для безопасности, должны быть предусмотрены приспособления и устройства, а также программы и методики для осуществления:

- проверки работоспособности систем (элементов);
- испытания систем (элементов) на соответствие их проектным показателям;
- проверки последовательности прохождения сигналов и включения оборудования, в том числе аварийных источников питания;
- контроля состояния металла и сварных соединений оборудования и трубопроводов;
- проверки метрологических характеристик измерительных каналов на соответствие проектным требованиям.

3.4. Системы (элементы), важные для безопасности, должны быть способны выполнять свои функции в установленном проектом объеме с учетом воздействия природных явлений (землетрясений, ураганов, наводнений, возможных в районе площадки размещения установки по переработке ОЯТ), внешних техногенных событий, свойственных выбранной для сооружения установки площадке, и (или) при возможных механических, тепловых, химических и прочих воздействиях проектных аварий.

3.5. При проектировании установки по переработке ОЯТ должны быть рассмотрены и обоснованы меры по предупреждению или защите систем (элементов) от отказов по общей причине.

3.6. При проектировании систем (элементов) установки по переработке ОЯТ должно отдаваться предпочтение системам (элементам), устройство которых основано на пассивном принципе действия и свойствах внутренней самозащищенности.

3.7. Системы (элементы), важные для безопасности, должны проходить, как правило, прямую и полную проверку на соответствие проектным показателям при вводе в эксплуатацию, после ремонта и периодически в течение всего срока службы установки по переработке ОЯТ.

Если проведение прямой и полной проверки невозможно (что должно быть доказано в проекте), следует проводить косвенные и (или) частичные проверки. Достаточность косвенной и частичной проверки должна быть обоснована в проекте.

3.8. ООБ УПОЯТ должен содержать данные о показателях надежности систем, важных для безопасности, и их элементов. Анализ надежности должен проводиться с учетом отказов по общей причине и ошибок работников.

3.9. Все пересекающие границы герметичных помещений коммуникации, через которые при аварии возможен выход радиоактивных веществ за границы герметичных помещений, должны быть оборудованы изолирующими элементами.

В проекте должна быть обоснована степень допустимой негерметичности герметичных помещений, должны быть указаны способы ее достижения. Соответствие фактической герметичности проектной должно быть подтверждено в период предпусковых наладочных операций. Оборудование,

расположенное внутри герметичных помещений, должно выдерживать испытания без потери работоспособности. В проекте должны быть предусмотрены методика и технические средства испытания герметичных помещений на соответствие проектным параметрам.

3.10. В проекте должны быть отражены обоснование надежности защитных барьеров, пределы и условия безопасной эксплуатации систем (элементов), важных для безопасности, а также мероприятия, которые необходимо провести, если эти пределы и условия нарушены.

3.11. Проектом должны быть предусмотрены:

- управление технологическими процессами во всех режимах работы установки по переработке ОЯТ с установленными в проекте показателями качества, надежности и метрологическими характеристиками;
- средства надежной групповой и индивидуальной связи между пунктами управления, местными щитами управления и эксплуатационным персоналом;
- средства, обеспечивающие сбор, обработку, документирование и хранение информации, достаточной для того, чтобы имелась возможность своевременного и однозначного установления исходных событий возникновения нарушений нормальной эксплуатации, а также аварий и их развития;
- автоматическая и (или) автоматизированная диагностика состояния и режимов эксплуатации систем (элементов), в том числе и технических и программных средств контроля и управления;
- обеспечение наиболее благоприятных условий для принятия оперативным персоналом правильных решений об управлении установкой по переработке ОЯТ и сокращения до минимума возможности принятия неправильных решений;
- средства, с помощью которых исключаются единичные ошибки работников или ослабляются их последствия, в том числе при техническом обслуживании.

3.12. На пунктах управления установки по переработке ОЯТ проектом должны быть предусмотрены:

- средства контроля и управления процессами при нормальной эксплуатации, нарушениях нормальной эксплуатации и проектных авариях;
- системы информационной поддержки оператора, в том числе система оперативного представления работникам обобщенной информации, характеризующей текущее состояние безопасности установки.

Команды на дистанционное управление технологическими механизмами, формируемые системами автоматического управления или ключами дистанционного управления с пункта управления, должны автоматически регистрироваться.

3.13. При проектировании систем управления установкой по переработке ОЯТ должны быть оптимально решены вопросы взаимодействия системы "человек-машина". Параметры, подлежащие контролю на пунктах управления, должны быть отобраны и отображаться для обеспечения оперативного представления работникам однозначной информации о соблюдении пределов и условий безопасной эксплуатации установки.

3.14. Должны быть предусмотрены автономные средства, обеспечивающие регистрацию и хранение информации, необходимой для расследования аварий. Указанные средства должны быть защищены от несанкционированного доступа и сохранять работоспособность при проектных и запроектных авариях. Объем регистрируемой и сохраняемой информации обосновывается в проекте.

3.15. Проектом должны быть предусмотрены технические и организационные меры по предотвращению возникновения СЦР и ограничению ее возможных последствий. При выборе проектных решений должно предусматриваться преимущественное использование оборудования, конструкция и геометрические особенности которого исключают возможность возникновения СЦР. Использование иного оборудования должно быть обосновано в ООБ УПОЯТ.

3.16. Обеспечение ядерной безопасности установки по переработке ОЯТ достигается:

- ограничениями, налагаемыми на геометрическую форму и размеры оборудования;
- ограничением массы ядерноопасных делящихся нуклидов, вещества, материала, их изотопного состава и концентрации;
- ограничением концентрации ядерноопасных делящихся нуклидов;
- использованием гомогенных и гетерогенных поглотителей нейтронов;
- ограничением изотопного состава ядерноопасного делящегося материала;
- ограничением массовой доли замедлителей нейтронов в ядерноопасном делящемся материале;
- ограничениями, налагаемыми на отражатели и на размещение оборудования;
- комбинациями вышеуказанных методов и ограничений.

При нормальной эксплуатации коэффициент размножения нейтронов ($K_{эф.}$) не должен превышать 0,95. Одновременно коэффициенты запаса должны составлять по массе не менее 2,1, по концентрации, объему - не менее 1,3; по диаметру цилиндра, толщине слоя - не менее 1,1. При любом единичном отказе $K_{эф.}$ не должен превышать 0,98, причем коэффициент запаса в этом случае должен быть не менее 1,05.

3.17. Проектом должен быть предусмотрен радиационный контроль установки по переработке ОЯТ в помещениях и на площадке размещения, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения при эксплуатации установки, включая аварии, и при выводе ее из эксплуатации. Проект должен

предусматривать наличие систем постоянного и периодического контроля за содержанием радиоактивных и токсичных веществ в воздухе помещений установки по переработке ОЯТ, выбросах и сбросах из систем и оборудования установки.

Объем, средства и методы радиационного контроля должны обеспечивать:

- контроль уровня облучения работников;
- своевременное обнаружение изменений радиационной обстановки в помещениях и на площадке размещения установки по переработке ОЯТ, в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения;
- своевременное оповещение работников об ухудшении радиационной обстановки в помещениях и на площадке размещения установки по переработке ОЯТ с использованием звуковой и световой сигнализации;
- анализ причин ухудшения радиационной обстановки;
- выбор решений о локализации радиоактивного загрязнения.

3.18. Проектом должно быть предусмотрено использование системы принудительного радиационного контроля работников, а также транспортных средств, веществ и материалов на границе площадки размещения установки по переработке ОЯТ.

3.19. Предусмотренные проектом решения должны быть направлены на ограничение использования в технологических процессах взрыво- и пожароопасных, пиррофорных, коррозионно опасных и токсичных веществ и материалов.

3.20. Проектом должно быть предусмотрено безопасное обращение со всеми видами ядерных материалов и радиоактивных веществ во всех режимах эксплуатации, включая проектные аварии. Должно быть предусмотрено надежное и безопасное хранение реагентов, используемых на установке по переработке ОЯТ, а также представительный отбор проб технологических сред при обращении с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

3.21. Проектом должны быть предусмотрены технические и организационные меры по предотвращению воспламенения парогазовоздушных смесей и неконтролируемого разложения смесей органических веществ с окислителями.

Проектом должно быть предусмотрено создание систем пожарной сигнализации и пожаротушения с автоматическим запуском и по команде оператора. Технологические операции с самовоспламеняющимися материалами должны проводиться в среде инертного газа. Должно быть предусмотрено использование кабелей в пожаростойком исполнении.

3.22. Проектом должны быть предусмотрены:

- прием на хранение ОТВС, установленных проектом хранилища и номенклатурой ОТВС, подлежащих переработке на установке по переработке ОЯТ ;
- контроль поступающих на установку ОТВС на соответствие фактических характеристик паспортным данным;
- радиационный контроль в помещении разгрузки ТУК ОЯТ;
- очистка и охлаждение воды в бассейне хранения ОТВС и надежное поддержание требуемого качества воды. Качество воды в бассейне хранения ОТВС должно обеспечивать сохранение целостности ОТВС при хранении и обращении с ОТВС, а также сохранение целостности облицовки хранилища в течение всего установленного проектом срока эксплуатации;
- транспортирование ОТВС только в специальных емкостях (ТУК, чехлах), обеспечивающих безопасную норму загрузки, а также хранение ОТВС в бассейнах по отсекам и ячейкам, предназначенным для данного типа тепловыделяющих сборок;
- транспортно-технологическое оборудование для обращения с ОТВС, средства для его технического обслуживания и ремонта.

3.23. Проектом должны быть предусмотрены методы и средства для предупреждения нарушений нормальной эксплуатации систем (элементов) установки по переработке ОЯТ, в том числе:

3.23.1. Методы и средства контроля:

- * параметров ядерной безопасности, включая системы аварийной сигнализации о возникновении СЦР;
- * содержания ядерных материалов в технологических средах;
- * соблюдения норм загрузки ядерных материалов в оборудование;
- * накопления ядерных материалов в технологическом оборудовании, в том числе в газоочистном оборудовании;
- * содержания водорода и других взрыво- и пожароопасных газов;
- * полноты растворения ядерного топлива в аппарате-растворителе;
- * содержания урана и плутония в рафинатах и кубовых остатках;
- * солевого состава рафинатов и кубовых остатков;
- * температуры растворов в емкостях-хранилищах высокоактивных радиоактивных отходов;

- * температуры и давления в
- * экстракционном и сорбционном оборудовании;
- * уровня технологических растворов в
- * сорбционном оборудовании;
- * расхода охлаждающей воды в
- * теплообменниках емкостей-хранилищ высокоактивных радиоактивных отходов;
- * содержания азотной кислоты и других
- * макрокомпонентов в технологических средах;
- * содержания органической фазы (экстрагента) в технологических средах;
- * образования в застойных зонах
- * оборудования смеси органических веществ с азотной кислотой;
- * образования взрывоопасных
- * концентраций газов в помещениях;
- * состава химических реагентов.

3.23.2. Методы, средства и устройства для:

- * перемещения технологических сред и продуктов с максимально возможным использованием вакуума или самотека;
- * использования инертных газов или
- * воздуха для разбавления газообразных взрыво- и пожароопасных смесей в оборудовании;
- * предотвращения неконтролируемого
- * выноса сорбентов из сорбционного оборудования;
- * вытеснения технологических растворов
- * водой из сорбционного оборудования;
- * выделения органического раствора из
- * конечного реэкстракта урана перед получением плава или концентрата уранилнитрата;
- * исключения возможности
- * нерегламентного смешивания технологических продуктов;
- * предотвращения разрыва сорбционного
- * оборудования при интенсивном газовыделении.

3.24. Конструкционные материалы должны обладать соответствующими технологическому процессу прочностными свойствами, низкой сорбционной способностью по отношению к радионуклидам, коррозионной стойкостью в агрессивных средах, радиационной стойкостью под действием ионизирующего излучения. Используемые материалы должны быть несгораемыми или трудносгораемыми.

3.25. Для повышения безопасности обслуживания и ремонта оборудования проект должен предусматривать возможность дезактивации и (или) удаления оборудования и трубопроводов. Должны быть предусмотрены методы и средства для ликвидации аварийных загрязнений помещений и оборудования и их дезактивации.

3.26. Компонировка оборудования установки по переработке ОЯТ должна обеспечивать удобство при эксплуатации, техническом обслуживании и ремонте, в том числе:

- * сбор протечек и просыпей, исключаящий распространение радиоактивности за пределы последующих физических барьеров;
- * минимально возможную протяженность трубопроводов;
- * минимально возможное количество запорных устройств и разъемных соединений;
- * отсутствие недренируемых застойных зон.

3.27. Проектом должно быть предусмотрено безопасное обращение со всеми видами образующихся радиоактивных отходов во всех режимах эксплуатации установки по переработке ОЯТ, включая проектные аварии на установке. Критерии и принципы обеспечения безопасности при обращении с радиоактивными отходами, а также требования к обеспечению безопасности устанавливаются федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

3.28. Проектом должна быть предусмотрена отдельная вентиляция помещений зоны контролируемого режима и зоны свободного режима зданий установки по переработке ОЯТ, предотвращающая загрязнение воздушной среды помещений и окружающей среды радиоактивными веществами и поддерживающая климатические условия, необходимые для нормальной эксплуатации оборудования. Система вентиляции установки по переработке ОЯТ должна исключать поступление воздуха из зоны контролируемого режима в помещения зоны свободного режима.

3.29. В проекте должны быть предусмотрены общеобменные приточно-вытяжные и технологические системы вентиляции, обеспечивающие направленность движения воздушных потоков и снижение давления от внешних защитных барьеров к внутренним.

3.30. Вытяжная вентиляция помещений I, II и III зон, определенных в соответствии с санитарными правилами, должна осуществляться отдельными вентиляционными системами. Переток воздуха из I зоны во II и III зоны и из II зоны в III зону не допускается.

3.31. Системы вентиляции I зоны должны быть обеспечены:

- * аварийной сигнализацией падения
- * нормируемого разряжения в технологических камерах и боксах;

- * сигнализацией падения нормируемого
- * разряжения в технологических камерах и боксах;
- * контролем разряжения в воздуховодах;
- * контролем перепада давления на
- * фильтрах;
- * контролем расхода воздуха.
- Системы вентиляции II зоны должны быть обеспечены:
- * контролем расхода воздуха;
- * контролем перепада давления на
- * фильтрах.
- Системы вентиляции III зоны должны быть обеспечены:
- * контролем расхода воздуха.

3.32. Проектом должны быть предусмотрены технические и организационные меры по обеспечению сохранности находящихся на установке ядерных материалов, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, предотвращению несанкционированного проникновения на территорию установки, предотвращению несанкционированного доступа к ядерным материалам, радиоактивным веществам и радиоактивным отходам, своевременному обнаружению и пресечению диверсионных и террористических актов, угрожающих безопасности установки по переработке ОЯТ.

4. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТАНОВОК ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

4.1. Эксплуатирующая организация должна создать необходимые организационные структуры для безопасной эксплуатации установки по переработке ОЯТ, наделить администрацию установки необходимыми полномочиями, обеспечить установку необходимыми финансовыми и материально-техническими ресурсами, нормативными документами и научно-техническим обеспечением, организовать физическую защиту и пожарную охрану, обеспечить подбор и подготовку работников, обеспечить создание условий, при которых безопасность установки по переработке ОЯТ рассматривается как жизненно важное дело и предмет личной ответственности всех работников, и осуществлять непрерывный контроль безопасности установки.

4.2. Эксплуатирующая организация обеспечивает постоянный контроль всей деятельности, важной для безопасности установки по переработке ОЯТ, и представляет в Госатомнадзор России периодические отчеты о состоянии безопасности установки.

4.3. Предпусковые наладочные работы должны подтвердить, что установка по переработке ОЯТ в целом, а также ее системы (элементы) и оборудование выполнены и функционируют в соответствии с проектом, выявленные недостатки устранены. Администрация установки обеспечивает разработку и согласование с разработчиками программ проведения предпусковых наладочных работ. Программы утверждаются эксплуатирующей организацией и представляются в установленном порядке в Госатомнадзор России для получения разрешений на выполнение отдельных этапов работ. Документы, регламентирующие проведение предпусковых наладочных работ и опытно-промышленной эксплуатации, должны содержать перечень ядерно- и радиационно опасных работ и перечень мер, предотвращающих возникновение аварий.

4.4. При осуществлении программы ввода в эксплуатацию должны определяться и документироваться характеристики систем (элементов) и оборудования установки по переработке ОЯТ.

Перечень параметров, подлежащих документированию, определяется соответствующими программами испытаний. Уточняются рабочие характеристики систем (элементов) и оборудования, пределы и условия безопасной эксплуатации с тем, чтобы они точно отражали фактические характеристики систем (элементов) и оборудования.

4.5. Перед вводом установки по переработке ОЯТ в эксплуатацию, а также периодически в соответствии с требованиями проекта и нормативных документов должны проводиться проверка работоспособности систем (элементов), контроль состояния металла и сварных соединений систем (элементов) и оборудования установки по переработке ОЯТ. Частота и объем периодических проверок должны быть установлены графиками, разрабатываемыми администрацией установки. Указанные графики должны соответствовать действующим нормативным документам и находиться в зависимости от той роли, которую играет проверяемая система (элемент) в обеспечении безопасности установки по переработке ОЯТ, с учетом количественного анализа надежности систем (элементов).

4.6. После успешного опробования систем (элементов) и оборудования установки по переработке ОЯТ осуществляется ее приемка в промышленную эксплуатацию. Приемка в эксплуатацию осуществляется в установленном законодательством порядке.

Лицензия на эксплуатацию установки по переработке ОЯТ выдается Госатомнадзором России эксплуатирующей организации после завершения всех работ по вводу в эксплуатацию установки при наличии ООБ УПОЯТ, откорректированного по результатам ввода в эксплуатацию установки по переработке ОЯТ и оформленного акта приемки в промышленную эксплуатацию установки.

4.7. Основными документами, определяющими безопасную эксплуатацию установки по переработке ОЯТ, являются технологические регламенты, содержащие правила и основные приемы

безопасной эксплуатации, общий порядок выполнения операций, связанных с безопасностью, а также пределы и условия безопасной эксплуатации. Эксплуатирующая организация обеспечивает разработку технологических регламентов в соответствии с ООБ УПОЯТ, а также на основе проектной документации.

4.8. Администрация установки по переработке ОЯТ на основании утвержденных технологических регламентов и документации разработчиков технологических процессов и оборудования, а также разработчика проекта до предпусковых наладочных работ обеспечивает разработку инструкций по эксплуатации. Инструкции по эксплуатации систем (элементов) и оборудования должны содержать конкретные указания работникам способа ведения работ при нормальной эксплуатации и при нарушениях нормальной эксплуатации, включая аварии. Указанные инструкции по эксплуатации должны быть откорректированы по результатам ввода установки по переработке ОЯТ в эксплуатацию.

4.9. Для поддержания работоспособности систем (элементов) и оборудования, а также предотвращения опасных отказов в системах должны проводиться их техническое обслуживание, ремонт, испытания и проверки. Указанные работы осуществляются по соответствующим инструкциям, программам, графикам, технологическим картам, разрабатываемым администрацией установки по переработке ОЯТ на основе проектных требований и технологических регламентов, и должны документироваться. При техническом обслуживании, ремонте, испытаниях и проверке систем (элементов) и оборудования должны соблюдаться установленные в технологическом регламенте на основании проекта условия, при которых обеспечивается безопасность. Должны быть предусмотрены мероприятия, проведение которых исключает возможность несанкционированных изменений технологических схем и оборудования.

Инструкции, программы, графики, технологические карты должны содержать подробное описание процедур:

- оформления допуска работников к производству работ;
- освобождения оборудования от технологических продуктов;
- проведения дезактивационных работ;
- проведения радиационного и дозиметрического контроля;
- порядка и последовательности отключения систем и оборудования;
- порядка и последовательности монтажа и демонтажа оборудования;
- порядка вскрытия каньонов и технологических камер;
- порядка обращения с образующимися радиоактивными отходами, а также другие требования и условия, обеспечивающие безопасность работников.

После технического обслуживания системы (элементы) должны проверяться на работоспособность и соответствие проектным характеристикам с документированием результатов проверки.

4.10. Порядок ведения, хранения и пересмотра эксплуатационной документации устанавливается соответствующими нормативными документами. Проект, исполнительная документация на сооружение, акты испытаний и исполнительная документация на техническое обслуживание и ремонт систем (элементов), важных для безопасности, должны храниться на установке по переработке ОЯТ на протяжении всего срока ее эксплуатации.

4.11. Документированные сведения о контроле за пределами и условиями безопасной эксплуатации должны храниться в течение двух лет. До уничтожения записей результаты должны включаться в периодические отчеты, выпускаемые эксплуатирующей организацией. Материалы расследования нарушений на установке по переработке ОЯТ должны храниться на протяжении всего срока ее эксплуатации.

4.12. Соответствующие системы установки по переработке ОЯТ должны быть остановлены, если определенные пределы и условия безопасной эксплуатации не могут быть соблюдены.

4.13. Испытания, не предусмотренные технологическим регламентом и инструкциями по эксплуатации, должны проводиться по программам и методикам, содержащим меры по обеспечению безопасности этих испытаний. Программы и методики испытаний должны быть согласованы с разработчиками проекта, а также с разработчиками оборудования и технологических процессов и утверждены эксплуатирующей организацией.

4.14. Нарушения, имевшие место на установке по переработке ОЯТ, должны расследоваться комиссиями, назначаемыми в соответствии с действующими положениями. Ответственность за полноту и качество расследования, оперативное доведение результатов расследования в установленном порядке до Госатомнадзора России, других заинтересованных организаций и органов государственного управления использованием атомной энергии, разбор причин аварий с работниками действующих и сооружаемых установок, разработку и реализацию мер, предотвращающих повторение нарушений нормальной эксплуатации и аварий, несет эксплуатирующая организация.

4.15. При эксплуатации установки по переработке ОЯТ должны обеспечиваться сбор, обработка, анализ, систематизация и хранение информации об отказах систем и оборудования, неправильных действиях работников, а также оперативная передача ее всем заинтересованным организациям, включая разработчика проекта, в установленном порядке.

4.16. Все предлагаемые конкретные технические решения об изменении конструкции оборудования и монтажно-технологических схем обосновываются и устанавливаются, по согласованию с разработчиками проекта, администрацией установки по переработке ОЯТ и реализуются после внесения изменений в условия действия лицензии.

4.17. До начала промышленной эксплуатации установки по переработке ОЯТ должны быть разработаны и готовы к осуществлению планы мероприятий по защите работников и населения в случае аварии на установке. План мероприятий по защите работников в случае аварии на установке разрабатывает эксплуатирующая организация. План мероприятий по защите населения разрабатывают в установленном порядке компетентные органы исполнительной власти.

В соответствии с планами защиты работников и населения до начала промышленной эксплуатации установки по переработке ОЯТ должны быть задействованы основные и дублирующие средства связи с организациями, специально уполномоченными по решению задач в области защиты населения и территорий от чрезвычайных ситуаций.

5. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТАНОВОК ПО ПЕРЕРАБОТКЕ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

5.1. Вывод из эксплуатации установки по переработке ОЯТ должен учитываться при проектировании, а также при эксплуатации, техническом обслуживании и ремонте установки.

5.2. Эксплуатирующая организация до истечения проектного срока службы установки по переработке ОЯТ должна обеспечить разработку программы вывода из эксплуатации установки и представить в Госатомнадзор России для оформления в установленном порядке вытекающие из нее изменения в условия действия лицензии на эксплуатацию установки по переработке ОЯТ.

5.3. Выводу из эксплуатации должно предшествовать комплексное обследование установки по переработке ОЯТ комиссией, назначаемой эксплуатирующей организацией. На основе материалов комплексного обследования эксплуатирующая организация обеспечивает разработку проекта вывода из эксплуатации установки по переработке ОЯТ и подготавливает отчет по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации установки по переработке ОЯТ для получения в Госатомнадзоре России лицензии на ее вывод из эксплуатации.

5.4. Установка по переработке ОЯТ, остановленная для вывода из эксплуатации, считается находящейся в эксплуатации до момента удаления с нее ядерных материалов. На этот период сохраняются все требования к работникам, документации и т.д. как к эксплуатируемой установке по переработке ОЯТ. Сокращение объема технического обслуживания, вывод из эксплуатации отдельных систем (элементов), сокращение числа работников должны проводиться в соответствии с внесенными в установленном порядке изменениями в условия действия лицензии на эксплуатацию установки.

Проект

Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности
(Госатомнадзор России)

**ФЕДЕРАЛЬНЫЕ НОРМЫ И ПРАВИЛА
В ОБЛАСТИ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГИИ**

УТВЕРЖДЕНЫ
постановлением
Госатомнадзора России
от “ ” _____ г.
№

**ПРАВИЛА ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ
ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АТОМНОЙ СТАНЦИИ**

ВВЕДЕНЫ в действие
с “ ” _____ г.

Москва, 1999

УДК

**ПРАВИЛА ОБЕСПЕЧЕНИЯ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ
ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АТОМНОЙ СТАНЦИИ**

Госатомнадзор России
Москва, 1999

В нормативном документе изложены требования к обеспечению безопасности вывода из эксплуатации блока атомной станции (АС), которые необходимо учитывать на этапах проектирования, строительства, эксплуатации, подготовки к выводу и вывода из эксплуатации. Изложены требования к обеспечению безопасности работников (персонала) и населения, при обращении с радиоактивными отходами, к организации работ при радиационных авариях и ликвидации их последствий .

Разработку нормативного документа осуществил авторский коллектив НТЦ ЯРБ Госатомнадзора России в составе: Ковалевич О.М., Рубцов П.М., Слуцкер В.П., Соловьев Л.П., Мирошниченко М.И. (Госатомнадзор России), Былкин Б.К., Зверков Ю.А. (РНЦ «Курчатовский Институт»), Зимин В.К. (ВНИИАЭС).

СОДЕРЖАНИЕ

Термины и определения

1. Основные положения

1.1. Назначение и область применения

1.2. Основные принципы и требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока АС

2. Меры по обеспечению безопасности вывода из эксплуатации блока АС на этапах проектирования, сооружения и эксплуатации блока АС

2.1. Проектирование и сооружение блока АС

2.2. Эксплуатация блока АС

3. Подготовка к выводу из эксплуатации блока АС

4. Обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации блока АС

4.1. Общие требования

4.2. Требования к системам, обеспечивающим радиационную безопасность

4.3. Обращение с радиоактивными отходами и материалами повторного использования

4.4. Организация работ при радиационных авариях и ликвидации их последствий

Приложение

ТЕРМИНЫ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ

База данных по выводу из эксплуатации блока АС - совокупность документально подтвержденных и упорядоченных сведений об эксплуатации блока АС, инженерных и радиационных обследованиях, результатах расчетных исследований, проектных данных, необходимых для планирования и проведения работ по выводу из эксплуатации блока АС, а также о результатах выполнения работ на всех этапах вывода из эксплуатации блока АС.

Вариант вывода из эксплуатации блока АС - один из способов поэтапного достижения заданного конечного состояния блока АС при выводе его из эксплуатации.

Основными вариантами вывода из эксплуатации блока АС являются:

- ликвидация блока АС;
- сохранение под наблюдением блока АС;
- захоронение блока АС.

Вывод из эксплуатации блока АС - деятельность, осуществляемая после удаления ядерного топлива и ядерных материалов с блока АС, направленная на достижение заданного конечного состояния блока АС, исключающая использование блока в качестве источника энергии и обеспечивающая безопасность работников(персонала), населения и окружающей среды.

Захоронение блока АС - вариант вывода из эксплуатации блока АС, предусматривающий локализацию высокоактивных компонентов оборудования, систем и строительных конструкций за счет создания дополнительных физических барьеров, исключающих несанкционированный доступ к ним, а техническое обслуживание и мониторинг этих компонентов продолжаются до тех пор, пока содержание радиоактивных веществ в результате естественного распада не снизится до уровня, допускающего обращение с ними без ограничений.

Комплексное инженерное и радиационное обследование (КИРО) - комплекс мероприятий, необходимых для разработки проекта вывода из эксплуатации блока АС и направленных на получение информации об инженерно-техническом состоянии зданий, сооружений, строительных конструкций и оборудования, а также о радиационной обстановке в помещениях и на площадке блока АС, объемном и поверхностном загрязнении радиоактивными веществами помещений, оборудования и площадки блока АС, качественном и количественном составе радиоактивных отходов на блоке АС.

Конечное состояние блока АС после вывода из эксплуатации - заданное программой вывода из эксплуатации блока АС состояние блока АС после завершения всех работ по выводу из эксплуатации.

Консервация систем и элементов блока АС - хранение (поддержание) в работоспособном состоянии систем, элементов и строительных конструкций блока АС, эксплуатация которых в определенный период времени не осуществляется, но которые могут быть в дальнейшем использованы для выполнения работ на различных этапах вывода из эксплуатации блока АС.

Ликвидация блока АС - вариант вывода из эксплуатации блока АС, предусматривающий поэтапный демонтаж (немедленный или отложенный) и ликвидацию оборудования, систем, конструкций и строительных сооружений, удаление всех радиоактивных отходов с площадки блока АС, а также рекультивацию площадки блока АС в целях дальнейшего использования.

Локализация систем и оборудования блока АС - размещение систем и оборудования блока АС, обеспечивающее ограничение возможности выхода радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в помещения блока АС и в окружающую среду за счет использования существующих или создания дополнительных физических барьеров.

Материалы повторного использования - материалы, получаемые в процессе выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС, в которых содержание радионуклидов не превышает количеств (или активности), установленных федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии, пригодные для ограниченного или неограниченного применения в хозяйственной деятельности.

Площадка выводимого из эксплуатации блока АС - часть площадки АС с находящимися на ней зданиями и сооружениями, границы которой определены проектом выводимого из эксплуатации блока АС. Общие с другими (действующими) блоками АС здания, сооружения, системы и т.п. не считаются относящимися к площадке выводимого из эксплуатации блока АС.

Подготовка к выводу из эксплуатации блока АС - деятельность по проведению комплекса организационных и технических мероприятий, предшествующих выводу из эксплуатации блока АС, как до, так и после окончательного останова блока АС и осуществляемых в рамках эксплуатации блока АС.

Программа вывода из эксплуатации блока АС - документ, включающий в себя описание конечного состояния после завершения всех работ по выводу из эксплуатации блока АС, основные организационные и технические мероприятия по реализации выбранного варианта вывода из эксплуатации блока АС, последовательность и график выполнения этапов вывода, а также перечень основных работ на каждом этапе вывода.

Проект вывода из эксплуатации блока АС - документ, разрабатываемый на основе программы вывода из эксплуатации блока АС и КИРО блока АС, в котором определены конкретные виды работ по выводу из эксплуатации блока АС, с указанием технологий проведения работ, последовательности их выполнения, а также необходимые людские, финансовые и материально-технические ресурсы на каждом этапе вывода.

Сохранение под наблюдением блока АС- вариант вывода из эксплуатации блока АС, реализация которого предполагает сохранение на площадке блока АС сооружений, компонентов оборудования и строительных конструкций в течение длительного времени, пока содержание в них радиоактивных веществ в результате естественного распада не снизится до заданных уровней.

Физический барьер при выводе из эксплуатации блока АС - инженерное сооружение, техническое средство или устройство, ограничивающее выход радиоактивных веществ и ионизирующих излучений в помещения блока АС и в окружающую среду.

Примечание. В качестве физического барьера рассматривают стенку бокса, трубопровода, емкости, упаковки, контейнера, стены, пол, потолок помещения, корпус сооружения, здания, защитную оболочку и т. п.

Этап вывода из эксплуатации блока АС - реализуемый за конкретный интервал времени набор организационных и технических мероприятий и работ, направленных на достижение, заданного программой и проектом вывода из эксплуатации блока АС, состояния блока АС на этот момент времени.

Ядерно-безопасное состояние при выводе из эксплуатации блока АС - состояние блока АС после удаления из него свежего и отработавшего ядерного топлива, а также ядерных материалов (например, в виде просыпей и отложений в оборудовании реакторной установки), исключающее возможность возникновения цепной реакции деления.

1. ОСНОВНЫЕ ПОЛОЖЕНИЯ

1.1. Назначение и область применения

1.1.1. Правила обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока атомной станции (далее Правила) являются основным документом, регламентирующим обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации блока АС. Нормативные документы, развивающие и конкретизирующие требования Правил в части, касающейся вывода из эксплуатации блока АС, должны учитывать требования Правил.

1.1.2. Правила устанавливают для всех этапов жизненного цикла блока АС основные принципы и требования, регламентирующие безопасное проведение работ при выводе из эксплуатации блока АС.

1.1.3. Правила обязательны для юридических и физических лиц, осуществляющих деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации блоков АС и действуют на всей территории Российской Федерации.

1.2. Основные принципы и требования обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока АС

1.2.1. Вывод из эксплуатации блока АС удовлетворяет требованиям безопасности на всех этапах выполнения работ, если его радиационное воздействие на работников (персонал), население и окружающую среду не приводит к превышению действующих на момент выполнения работ, пределов доз облучения работников (персонала) и населения, а также нормативов по выбросам, сбросам и концентрациям радиоактивных веществ в различных природных средах (воздухе, поверхностных и подземных водах, почве).

1.2.2. На всех этапах жизненного цикла блока АС, предшествующих выводу из эксплуатации, организационные и технические мероприятия, а также работы должны проводиться с учетом деятельности по выводу его из эксплуатации.

1.2.3. Вывод из эксплуатации блока АС должен осуществляться в соответствии со следующими основными принципами обеспечения безопасности:

1.2.3.1. При выводе из эксплуатации блока АС должно обеспечиваться не превышение основных дозовых пределов и других нормативов облучения людей.

1.2.3.2. При выводе из эксплуатации блока АС радиационное воздействие на работников (персонал), население и окружающую природную среду должно быть снижаться до минимальных разумных значений с учетом социальных и экономических факторов.

1.2.3.3. При выводе из эксплуатации блока АС не должны выполняться работы, при которых полученная для человека и общества польза не превышает риск возможного вреда, причиненного дополнительным к основным дозовым пределам облучением.

1.2.4. Для обеспечения безопасности при выводе из эксплуатации блока АС необходимо:

- развивать и поддерживать культуру безопасности;
- разрабатывать программы обеспечения качества выполняемых работ;
- поддерживать в работоспособном состоянии оборудование, системы и конструкции, необходимые для осуществления безопасного вывода из эксплуатации блока АС;
- контролировать подбор и необходимый уровень квалификации работников (персонала), осуществляющих вывод из эксплуатации блока АС;
- обеспечивать безопасность работ при обращении с радиоактивными веществами и радиоактивными отходами, а также их учет и контроль;

- обеспечивать физическую защиту блока АС, радиоактивных веществ и радиоактивных отходов.

1.2.5. Деятельность по выводу из эксплуатации блока АС должна проводиться в соответствии с программой и проектом вывода из эксплуатации блока АС, разработанных на основе консервативного подхода и апробированных технических решений.

1.2.6. При выполнении работ по выводу из эксплуатации блока АС должно быть исключено влияние этих работ на безопасность других блоков АС, эксплуатируемых на площадке АС.

1.2.7. Эксплуатирующая организация должна разрабатывать и утверждать программы обеспечения качества для каждого этапа вывода из эксплуатации блока АС, а также контролировать деятельность других организаций, выполняющих работы или предоставляющих услуги эксплуатирующей организации по выводу из эксплуатации блока АС.

2. МЕРЫ ПО ОБЕСПЕЧЕНИЮ БЕЗОПАСНОСТИ ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АС НА ЭТАПАХ ПРОЕКТИРОВАНИЯ, СООРУЖЕНИЯ И ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АС

2.1. Проектирование и сооружение блока АС

2.1.1. В проекте строительства блока АС должны быть предусмотрены решения, направленные на обеспечение безопасности при выводе из эксплуатации блока АС, и включающие в себя:

- выбор материалов для изготовления оборудования, систем и конструкций блока АС, обеспечивающих низкий уровень их активации за весь период эксплуатации блока АС и минимальное количество радиоактивных отходов при выводе из эксплуатации блока АС;
- использование при сооружении блока АС таких проектных решений, которые позволят упростить демонтажные работы при выводе из эксплуатации блока АС;
- конструктивные решения, обеспечивающие минимизацию поверхностного загрязнения радиоактивными веществами оборудования, систем и конструкций блока АС при его эксплуатации;
- обеспечение несущей способности строительных конструкций зданий и сооружений на период проектного срока эксплуатации и на период вывода из эксплуатации блока АС;
- обеспечение ресурса и работоспособности (в частности, ремонтпригодности), необходимых для вывода из эксплуатации блока АС систем и оборудования на период проектного срока эксплуатации и на период вывода из эксплуатации блока АС либо обеспечение возможности их замены после исчерпания ресурса;
- выбор мест для размещения «образцов-свидетелей», позволяющий обеспечивать проведение достоверных оценок содержания радионуклидов в конструкциях и оборудовании за счет активации нейтронами;
- резервирование (при необходимости) на площадке АС мест для возможного размещения установок и хранилищ, предназначенных для переработки и хранения радиоактивных (твердых и жидких) отходов, образующихся при выводе из эксплуатации блока АС.

2.1.2. В проекте строительства блока АС должны содержаться:

- концепция вывода из эксплуатации блока АС с описанием вариантов вывода из эксплуатации блока АС, включающая в себя описание возможных переходов между ними;
- перечень основных планируемых мероприятий по обеспечению безопасности вывода из эксплуатации блока АС;
- оценка общего количества, вида, категории и активности радиоактивных веществ, образующихся при выводе из эксплуатации, а также прогноз радиационной обстановки на блоке АС после прекращения эксплуатации;
- перечень систем и оборудования, необходимых для выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС, а также требования к их техническому состоянию;
- предложения по демонтажу элементов основных систем, оборудования и конструкций блока АС, и рекомендуемые технологии для дезактивации и демонтажа при выполнении работ по выводу из эксплуатации блока АС.

2.1.3. Проект строительства блока АС, должен предусматривать создание базы данных по выводу из эксплуатации блока АС и разработку требований, которым она должна удовлетворять в части касающейся средств и методов записи, сбора, хранения и выдачи пользователю данных из проектной, строительной и эксплуатационной документации, необходимых для планирования и выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС.

2.2. Эксплуатация блока АС

2.2.1. Эксплуатирующая организация в течение всего периода эксплуатации блока АС должна организовывать и обеспечивать сбор, обработку и ввод в базу данных по выводу из эксплуатации блока АС информации в объеме, необходимом для разработки программы и проекта вывода из эксплуатации блока АС.

Информация должна включать в себя:

- данные об изменении среднемесячного значения тепловой мощности реактора за весь период эксплуатации блока АС (гистограмма среднемесячной мощности по месяцам), необходимые для проведения оценок наведенной активности оборудования и строительных конструкций, на любой момент времени после окончательного останова блока АС;
- данные об авариях на АС, на основе которых можно проводить оценки загрязнения радиоактивными веществами технологического оборудования, помещений и строительных конструкций блока АС, в том числе размещенных в труднодоступных для проведения штатной дезактивации местах, на любой момент времени после окончательного останова блока АС;
- данные о проведенных во время эксплуатации заменах основного реакторного и технологического оборудования, облучаемого нейтронами или работающего в контакте с радиоактивными технологическими средами, необходимые для проведения расчетов наведенной и поверхностной активности оборудования и его элементов на любой момент времени после ремонтных работ;
- данные о радионуклидном составе коррозионных и других типов отложений на внутренних поверхностях трубопроводов и оборудования перед окончательным останом блока АС;
- данные о поверхностном загрязнении основного оборудования и помещений после последней перед окончательным останом блока АС штатной дезактивации;
- данные о фактических ежегодных выбросах и сбросах радиоактивных веществ в окружающую природную среду за весь период его эксплуатации;
- данные о количестве и радионуклидном составе накопленных за время эксплуатации и находящихся на площадке блока АС жидких и твердых радиоактивных отходов, их категории, местах и способах их хранения на площадке и в помещениях блока АС, общей вместимости хранилищ и свободных объемах хранилищ для последующего размещения радиоактивных отходов, образующихся при выводе из эксплуатации блока АС, способах их переработки и транспортирования, системе наблюдения за радиационной обстановкой в местах их размещения;
- данные о содержании радионуклидов в наблюдательных скважинах на площадке блока АС и в других регламентированных точках контроля перед окончательным останом блока АС.

2.2.2. Для выбора и обоснования варианта вывода из эксплуатации блока АС эксплуатирующая организация обеспечивает проведение обследования блока АС в объеме, необходимом для рассмотрения различных вариантов вывода из эксплуатации блока АС. С учетом результатов обследования и анализа проектной и эксплуатационной документации выполняются технико-экономические исследования различных вариантов вывода из эксплуатации блока АС, на основании которых эксплуатирующая организация принимает решение о выборе конкретного варианта вывода из эксплуатации блока АС.

2.2.3. Эксплуатирующая организация, не позднее чем за пять лет до истечения проектного срока службы блока АС, должна обеспечить разработку программы вывода из эксплуатации блока АС для выбранного варианта и представить ее в Госатомнадзор России. В программе вывода из эксплуатации блока АС должны быть определены организационные и технические мероприятия по подготовке к выводу и выводу из эксплуатации блока АС, направленные на реализацию выбранного варианта, а также график и последовательность их выполнения. При необходимости в программу вывода из эксплуатации блока АС могут вноситься изменения и дополнения.

2.2.4. В программе вывода из эксплуатации блока АС должны указываться сроки проведения КИРО блока АС. Примерный объем требований к КИРО блока АС для различных вариантов вывода из эксплуатации блока АС приведен в приложении.

3. ПОДГОТОВКА К ВЫВОДУ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АС

3.1. При подготовке к выводу из эксплуатации блока АС эксплуатация оборудования, систем и элементов должна проводиться в соответствии с технологическим регламентом эксплуатации блока АС. При изменении условий эксплуатации оборудования, систем и элементов блока АС эти изменения должны быть внесены в установленном порядке в технологический регламент эксплуатации блока АС.

3.2. При подготовке к выводу из эксплуатации блока АС эксплуатирующая организация должна обеспечивать:

- удаление ядерного топлива и ядерных материалов из активной зоны реактора, бассейна выдержки и помещений блока АС;
- удаление всех радиоактивных рабочих сред из оборудования и технологических систем блока АС;
- дезактивацию оборудования, систем и строительных конструкций блока АС в объеме, необходимом для подготовки к выводу из эксплуатации блока АС;
- переработку или удаление радиоактивных отходов, накопленных на блоке АС за время его эксплуатации;
- проведение КИРО блока АС в объеме, необходимом для разработки проекта вывода из эксплуатации блока АС, ввод полученных результатов в базу данных по выводу из эксплуатации блока АС и подготовку *отчета по результатам комплексного инженерного и радиационного обследования блока АС*;

- разработку проекта вывода из эксплуатации блока АС в сроки, установленные программой вывода из эксплуатации блока АС, но не позднее времени завершения перевода блока АС в ядерно-безопасное состояние и завершения всего комплекса организационных и технических мероприятий по подготовке к выводу из эксплуатации блока АС;
- подготовку, в соответствии с проектом вывода из эксплуатации блока АС, *отчета по обоснованию безопасности при выводе из эксплуатации блока АС.*

3.3. В случае вывода из эксплуатации блока АС после аварии (которая произошла более чем за пять лет до истечения проектного срока эксплуатации блока АС) с разрушением ТВЭЛов и попаданием делящихся материалов в технологические системы, элементы конструкций или бассейн выдержки, приведение блока АС в ядерно-безопасное состояние должно осуществляться в соответствии с программой вывода из эксплуатации блока АС, учитывающей последствия аварии.

Если авария произошла в течение последних пяти лет эксплуатации блока АС, то ранее разработанная программа вывода из эксплуатации блока АС должна быть откорректирована с учетом особенностей аварии и представлена в Госатомнадзор России.

3.4. Эксплуатирующая организация должна обеспечивать разработку документов, обосновывающих безопасность при выводе из эксплуатации блока АС.

4. ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ ПРИ ВЫВОДЕ ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ БЛОКА АС.

4.1. Общие требования

4.1.1. Для выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС эксплуатирующая организация и организации, выполняющие работы и предоставляющие услуги эксплуатирующей организации по выводу из эксплуатации блока АС, должны оснащаться специализированным оборудованием, обеспечивающим безопасность выполнения работ по выводу из эксплуатации (демонтажа, дезактивации, обращения с радиоактивными отходами и т.п.).

4.1.2. В течение всего времени выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС должен осуществляться контроль, анализ и сравнение с исходными параметрами (на начало проведения работ по выводу из эксплуатации блока АС) радиационной обстановки в помещениях и на площадке блока АС.

4.1.3. Демонтаж физических барьеров в процессе вывода из эксплуатации блока АС может проводиться только при условии, что загрязнение помещений блока АС радиоактивными веществами, их выбросы и сбросы в окружающую среду не превысят установленных контрольных уровней.

4.1.4. При выводе из эксплуатации блока АС эксплуатирующая организация должна обеспечивать сбор, обработку, анализ, систематизацию и хранение информации об отказах систем и неправильных действиях работников (персонала), а также ее оперативную передачу всем заинтересованным организациям в установленном порядке.

4.1.5. Блок АС должен укомплектовываться работниками (персоналом), имеющими необходимую квалификацию и допущенными к самостоятельной работе в установленном порядке.

4.1.6. Каждый этап вывода из эксплуатации блока АС эксплуатирующая организация должна начинать с подготовки организационных и технических мероприятий, направленных на обеспечение безопасности выполнения работ на этом этапе.

После завершения каждого этапа вывода из эксплуатации блока АС должен проводиться анализ достигнутых результатов, на основании которого должны формулироваться потребности в проведении дополнительного обследования в объеме, необходимом для своевременной корректировки проектной документации и принятия необходимых организационных и технических решений направленных на безопасное выполнение работ на последующем этапе вывода из эксплуатации блока АС.

4.1.7. На каждом этапе вывода из эксплуатации блока АС эксплуатирующей организацией должны вводиться ограничения на допуск работников (персонала) в зону строгого режима выводимого из эксплуатации блока АС, а также предусматриваться использование средств охранной сигнализации и других мер по предотвращению несанкционированного доступа в зону строгого режима блока АС.

4.1.8. Эксплуатирующая организация на всех этапах вывода из эксплуатации блока АС должна обеспечивать контроль, учет и физическую защиту радиоактивных веществ и радиоактивных отходов, а также оборудования, представляющего по своим радиационным характеристикам потенциальную опасность для работников (персонала), населения и окружающей среды.

4.1.9. После завершения каждого этапа вывода из эксплуатации блока АС в базу данных по выводу из эксплуатации блока АС должны быть внесены сведения:

- об использованных технологиях и методах демонтажа;
- о дезактивации оборудования и конструкций блока АС;
- о количестве (массе/ объеме), активности, нуклидном составе и агрегатном состоянии, образующихся и кондиционированных радиоактивных отходов и датах отправки их с площадки блока АС;
- о местах хранения радиоактивных отходов на площадке АС;
- о радиационной обстановке в помещениях и на площадке блока АС.

4.1.10. Перед началом каждого этапа вывода из эксплуатации блока АС необходимо проводить оценки выбросов и сбросов радиоактивных веществ в окружающую среду.

4.1.11. До начала выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС должны разрабатываться (корректироваться) и подготавливаться к осуществлению планы мероприятий по защите работников (персонала) блока АС в случае аварии.

4.1.12. Работы по выводу из эксплуатации блока АС могут прекращаться только после достижения заданного конечного состояния блока АС, которое подтверждается соответствующим документом (актом, заключением и т.п.) эксплуатирующей организации, согласованным в установленном порядке.

В документе должно быть показано соответствие фактического состояния блока АС и его площадки на момент завершения работ по выводу из эксплуатации блока АС конечному состоянию, определенному в проекте вывода из эксплуатации блока АС.

4.2. Требования к системам, обеспечивающим радиационную безопасность

4.2.1. В проекте вывода из эксплуатации блока АС должен определяться перечень систем блока АС, необходимых для обеспечения радиационной безопасности при проведении работ по выводу из эксплуатации блока АС и обосновываться применение этих систем на каждом этапе вывода из эксплуатации. При необходимости в эти системы должны вноситься изменения с учетом условий и специфики выполняемых работ на каждом этапе вывода из эксплуатации блока АС.

4.2.2. Для каждого этапа вывода из эксплуатации блока АС проект вывода из эксплуатации блока АС должен содержать:

- порядок и последовательность выполнения работ по выводу из эксплуатации;
- мероприятия по обеспечению радиационной безопасности на рабочих местах;
- оценки индивидуальных и коллективных доз облучения работников (персонала) для каждого вида работ;
- способы и технические средства, минимизирующие облучение работников (персонала) при выполнении работ;
- требуемый объем дозиметрического контроля работников (персонала) и соответствующих технических средств для его проведения;
- объем, активность и нуклидный состав образующихся жидких и твердых радиоактивных отходов, а также способы их кондиционирования, транспортирования, формы и места хранения;
- мероприятия по минимизации объема и активности выбросов и сбросов радионуклидов в окружающую среду для выбранных технологий выполнения работ и технического состояния систем вентиляции и очистки;
- порядок проведения и технические средства радиационного контроля материалов, предназначенных для повторного неограниченного и ограниченного использования.

4.2.3. На каждом этапе вывода из эксплуатации блока АС должны обосновываться режимы эксплуатации системы вентиляции для различных видов работ с учетом применяемых технологий, приводящих к образованию радиоактивных аэрозолей и газов. При необходимости должна проектироваться и устанавливаться дополнительная система вентиляции. Должно обеспечиваться направление движения воздуха в сторону помещений, 'более' загрязненных радиоактивными веществами.

4.2.4. В местах демонтажа оборудования и строительных конструкций, загрязненных радиоактивными веществами, для предотвращения загрязнения воздуха рабочей зоны должны предусматриваться системы местного отсоса воздуха и системы пылеподавления.

4.2.5. Демонтаж элементов систем спецвентиляции должен проводиться поэтапно по мере завершения работ по демонтажу и удалению основного оборудования и строительных конструкций выводимого из эксплуатации блока АС при условии, если радиационная обстановка в помещениях, на площадке и в санитарно-защитной зоне блока АС не ухудшается.

4.2.6. Для удаления жидких радиоактивных отходов из помещений блока АС на каждом этапе вывода из эксплуатации блока АС должно обосновываться использование штатной системы спецканализации, режимы работы которой в случае необходимости должны пересматриваться с учетом особенностей работ на данном этапе вывода из эксплуатации блока АС. При необходимости должна проектироваться и устанавливаться дополнительная система спецканализации.

4.2.7. В случае необходимости демонтажа физических барьеров должны предусматриваться дополнительные системы и средства, ограничивающие поступление радиоактивных веществ в помещения блока АС и окружающую среду.

4.2.8. Контроль радиационной обстановки в помещениях блока АС и на его площадке при выполнении работ по выводу из эксплуатации блока АС может осуществляться на основе штатной системы радиационного контроля блока АС, предусмотренной для эксплуатации блока АС. При необходимости в эту систему следует вносить изменения с учетом особенностей выполняемых работ на каждом этапе вывода из эксплуатации блока АС.

4.2.9. Система радиационного контроля должна обеспечивать на всех этапах вывода из эксплуатации блока АС:

- индивидуальный дозиметрический контроль;

- контроль образующихся при демонтаже поверхностно и объемно загрязненных фрагментов оборудования и строительных конструкций, радиоактивных отходов, а также материалов неограниченного и ограниченного использования;
- контроль за распространением радиоактивных веществ в помещениях, на площадке блока АС и в санитарно-защитной зоне АС;
- контроль целостности физических барьеров;
- контроль радиационной обстановки в санитарно-защитной зоне и зоне наблюдения.

4.2.10. Индивидуальный дозиметрический контроль работников (персонала) на каждом этапе вывода из эксплуатации блока АС должен проводиться с учетом возможного изменения в составе радионуклидов при выполнении работ по выводу из эксплуатации блока АС.

4.2.11. В рабочих зонах и местах размещения систем обращения с радиоактивными отходами, где мощность дозы может изменяться в широких пределах, должны устанавливаться стационарные дозиметрические приборы с автоматическими звуковыми и световыми сигнализирующими устройствами о превышении контрольных уровней.

4.2.12. Радиационный контроль радиоактивных отходов, образующихся в результате выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС, должен включать как пробоотборные, так и беспробоотборные методы. Выбор используемого для радиационного контроля метрологического и методического обеспечения должен быть обоснован, а используемые приборы радиационного и дозиметрического контроля - метрологически аттестованы.

4.3. Обращение с радиоактивными отходами и материалами повторного использования

4.3.1. Перед началом каждого этапа работ по выводу из эксплуатации блока АС должны быть в рабочем состоянии необходимые на данном этапе установки для переработки радиоактивных отходов, технические средства для очистки и дезактивации загрязненных поверхностей в помещениях и на площадке блока АС, а также средства для радиационного контроля материалов повторного использования.

4.3.2. Все материалы (фрагменты демонтируемого оборудования, биологической защиты, строительных конструкций и т.п.), образующиеся при выводе из эксплуатации блока АС, должны подвергаться радиационному контролю, по результатам которого должно осуществляться отделение радиоактивных отходов от материалов, пригодных для повторного использования в хозяйственной деятельности.

4.3.3. Материалы и оборудование повторного использования, образующиеся при выводе из эксплуатации блока АС, должны разделяться на материалы и оборудование, пригодные для неограниченного использования и пригодные для ограниченного использования.

4.3.4. Радиоактивные отходы, образующиеся при выводе из эксплуатации блока АС, до их кондиционирования должны разделяться на категории низкоактивных, среднеактивных и высокоактивных отходов в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии.

4.3.5. Допускается временное хранение радиоактивных отходов, а также материалов повторного использования в специально подготовленных помещениях блока АС и на площадке АС, если оно предусмотрено проектом вывода из эксплуатации блока АС, в котором обоснована возможность их последующего извлечения и удаления.

4.3.6. Транспортирование радиоактивных отходов в пределах площадки выводимого из эксплуатации блока АС должно осуществляться по заранее подготовленным маршрутам с использованием специального оборудования и транспортных средств.

4.3.7. Перемещение материалов и (или) оборудования повторного использования за границы площадки выводимого из эксплуатации блока АС должно проводиться с обязательным радиационным контролем и оформлением соответствующего разрешения.

4.3.8. При выводе из эксплуатации блока АС с графитовым замедлителем, натриевым теплоносителем должны быть предусмотрены соответствующие технологии обращения с ними, обеспечивающие переработку или перевод их в формы, пригодные для дальнейшего повторного использования или захоронения.

4.3.9. Должен проводиться учет и контроль радиоактивных отходов и материалов, находящихся на временном хранении в помещениях и на площадке выводимого из эксплуатации блока АС, с указанием:

- агрегатного состояния и количества (веса/объема) радиоактивных отходов;
- удельной активности, нуклидного состава радиоактивных отходов, даты их измерения;
- мест образования радиоактивных отходов;
- даты (число, месяц, год) сбора и упаковки радиоактивных отходов;
- вида упаковки и идентификационного знака упаковки радиоактивных отходов;
- характеристик поверхностного загрязнения упаковки радиоактивных отходов;
- мест хранения упаковок радиоактивных отходов или материалов повторного использования;
- должностных лиц и исполнителей, осуществляющих обращение с радиоактивными отходами и материалами повторного использования;

- даты (число, месяц, год) и количества радиоактивных отходов и материалов повторного использования, вывезенных с площадки блока АС на временное хранение;
- даты (число, месяц, год) и количества радиоактивных отходов, вывезенных с площадки блока АС для захоронения.

Все эти сведения должны заноситься в базу данных по выводу из эксплуатации блока АС после каждого этапа выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС.

4.4. Организация работ при радиационных авариях и ликвидации их последствий

4.4.1. При выполнении работ по выводу из эксплуатации блока АС должна предусматриваться система сигнализации и оповещения работников (персонала) блока АС об аварии.

4.4.2. План мероприятий по защите работников (персонала) в случае аварии при выводе из эксплуатации блока АС должен разрабатываться эксплуатирующей организацией.

План мероприятий по защите населения в случае аварии при выводе из эксплуатации блока АС должен разрабатываться компетентными органами исполнительной власти.

В планах мероприятий по защите работников (персонала) и населения в случае аварии на выводимом из эксплуатации блоке АС должны четко устанавливаться уровни аварийной готовности и уровни вмешательства; должно быть определено кто, при каких условиях, по каким средствам связи, какие организации оповещает об аварии и о начале осуществления этих планов; должны предусматриваться необходимые технические средства для реализации этих планов с указанием того, кто и откуда доставляет эти средства.

4.4.3. Обучение работников (персонала) блока АС для выполнения работ по выводу из эксплуатации блока АС должно организовываться с учетом подготовки и тренировки их в условиях аварий.

4.4.4. После возникновения аварии на выводимом из эксплуатации блоке АС администрацией АС должны предприниматься срочные меры по прекращению ее развития, сведению к минимуму доз облучения и количества облученных лиц из числа работников (персонала) и населения и по минимизации радиоактивного загрязнения помещений блока АС и окружающей среды.

4.4.5. Ликвидация аварии на выводимом из эксплуатации блоке АС и проведение мероприятий, связанных с недопущением переоблучения работников (персонала) и населения, должны осуществляться под строгим дозиметрическим контролем по специальному разрешению (допуску), в котором определяются допустимая продолжительность работы, средства защиты, состав участников и руководитель аварийных работ.

4.4.6. Эксплуатирующая организация обязана расследовать происшествия и аварии при выводе из эксплуатации блока АС и направлять в установленном порядке информацию о них в Госатомнадзор России.

Примерный объем требований к комплексному инженерному и радиационному обследованию блока АС

1. Общие положения

1.1. КИРО блока АС, состоящее из инженерного и радиационного обследований, проводится комиссией, назначаемой эксплуатирующей организацией.

Результаты КИРО являются информационной основой для обоснования варианта вывода из эксплуатации блока АС и разработки проекта вывода из эксплуатации блока АС для выбранного варианта.

КИРО должно включать в себя:

- изучение проектной документации и анализ соответствия решений, фактически реализованных на выводимом из эксплуатации блоке АС, проектным решениям;
- анализ эксплуатационной документации блока АС по состоянию строительных конструкций, систем, оборудования с целью обоснования их использования для вывода из эксплуатации блока АС;
- анализ радиационной обстановки внутри и вне помещений блока АС;
- проведение в случае необходимости инструментального обследования состояния строительных конструкций, систем, оборудования;
- проведение в случае необходимости расчетных и исследовательских работ.

1.2. При КИРО выводимого из эксплуатации блока АС комиссия должна изучать информацию, которая сосредоточена в базе данных по выводу из эксплуатации блока АС. Дополнительно должна уточняться и систематизироваться, имеющая отношение к выводу из эксплуатации блока АС информация, включающая в себя:

- данные о химическом составе материалов оборудования, биологической защиты, строительных конструкций, содержащиеся в проектных материалах;
- данные о техническом состоянии систем, оборудования и конструкций блока АС на предмет обоснования возможности их использования в течение всего периода вывода из эксплуатации блока АС;
- сведения об ограничениях, накладываемых на выполнение работ по выводу из эксплуатации блока АС;
- данные об эксплуатации блока АС, связанные с проведением ремонтов и заменой элементов систем и оборудования и сроках их проведения;
- данные эксплуатационной и технической документации по авариям, имевшим место в период эксплуатации, и их последствиям.

1.3. Объем, методы и сроки проведения КИРО устанавливаются программой вывода из эксплуатации блока АС и зависят от варианта вывода из эксплуатации блока АС, технических средств для проведения обследования, доступности оборудования и систем для обследования, объема информации, необходимой для разработки проекта вывода из эксплуатации блока АС, и детально формулируются в техническом задании на проведение КИРО блока АС.

2. Инженерное обследование блока АС

2.1. Инженерное обследование блока АС проводится для получения подробной информации о техническом состоянии блока АС и является частью КИРО блока АС.

2.2. В общем случае инженерное обследование должно проводиться в соответствии с разделом 1 настоящего приложения и должно быть направлено на получение информации, структурированной следующим образом.

2.3. Обследование зданий и сооружений блока АС.

Результаты обследования должны содержать:

- описание блока АС, зданий и сооружений блока АС;
- полный перечень помещений по отметкам блока АС и зонам строгого и свободного режима с указанием номеров и наименований помещений;
- оценку фактического состояния строительных конструкций блока АС на момент проведения обследования, их остаточного ресурса;
- перечень технических решений по компоновке блока АС;
- принципиальные схемы электро-, тепло-, газо-, воздухо- и водоснабжения;
- схемы и характеристики технологических и транспортных связей между производственными зданиями, сооружениями блока АС и помещениями блока АС.

2.4. Обследование производственных помещений блока АС.

Результаты обследования должны содержать:

- характеристики помещения (геометрические размеры; категория помещения; класс взрыво- и пожароопасности; класс электробезопасности; кратность воздухообмена; характеристики покрытий пола, потолка, стен; характеристики и типы проемов);
- перечень, технические и массогабаритные характеристики оборудования, установок, систем и коммуникаций, размещенных в помещениях или проходящих транзитом через помещения;
- перечень и характеристики подъемно-транспортного оборудования;
- перечень и характеристики систем вентиляции;
- перечень и характеристики противопожарных систем;
- сведения о возможности размещения необходимого дополнительного оборудования для проведения демонтажных работ, а также о необходимости образования дополнительных проемов для проведения демонтажных работ;
- сведения об оценке фактического состояния оборудования, установок и систем на момент проведения обследования и их остаточного ресурса.

3. Радиационное обследование блока АС

3.1. Основной целью радиационного обследования является получение информации о радиационной обстановке в помещениях и на площадке блока АС, остаточной загрязненности радиоактивными веществами оборудования, систем и строительных конструкций блока АС, а также об объемах, агрегатном состоянии и нуклидном составе радиоактивных отходов, накопленных за период эксплуатации блока АС, необходимой для оценки радиационного воздействия на работников (персонал) при выполнении работ по выводу из эксплуатации блока АС.

3.2. Информация о радиационной обстановке должна содержать данные:

- о мощностях доз гамма-излучения, плотностях потоков альфа- и бета-частиц в помещениях блока АС, концентрациях радиоактивных аэрозолей и газов в воздухе помещений блока АС;
- о мощностях доз гамма-излучения вне зданий и сооружений блока АС, уровнях радиоактивного загрязнения территории площадки блока АС и внешних поверхностей зданий и сооружений блока АС, а также концентрациях радиоактивных аэрозолей и газов в атмосфере.

3.3. Результаты радиационного обследования блока АС должны отражать:

- перечень объектов генерального плана (зданий и сооружений блока АС), подвергшихся радиоактивному загрязнению с указанием площади, вида поверхностей (стен, крыш) и покрытий, состава радионуклидов, их активности;
- объемы накопленных жидких радиоактивных отходов (ЖРО) в хранилищах жидких отходов, их удельную и интегральную активность, радионуклидный и химический состав, агрегатное состояние;
- объемы накопленных твердых радиоактивных отходов (ТРО), их удельную и интегральную активность, радионуклидный состав, химический состав;
- данные о заполнении существующих на блоке АС хранилищ ТРО и ЖРО;
- мощность дозы гамма-излучения от хранилищ ТРО и ЖРО и картограммы полей излучений;
- загрязненность коммуникаций, строительных и защитных конструкций хранилищ продуктами деления и другими радионуклидами.

3.4. После проведения радиационного обследования помещений блока АС должны определяться:

- зоны и границы зон радиоактивного загрязнения в зданиях блока АС;
- зоны строгого режима;
- уровни поверхностного загрязнения радиоактивными веществами оборудования, систем, строительных конструкций, размещенных или проходящих транзитом через помещения;
- уровни загрязнения радионуклидами материалов оборудования и строительных конструкций по глубине от внешней поверхности;
- объемы и нуклидный состав радиоактивных отложений внутри оборудования.

3.5. После проведения радиационного обследования площадки блока АС должны определяться:

- концентрации и состав радионуклидов в грунтовых и поверхностных водах площадки блока АС;
- концентрации и состав радионуклидов в почве площадки блока АС.

4. Требования к средствам проведения КИРО блока АС

4.1. Обследование блока АС необходимо проводить с использованием проектной, технической, конструкторской и эксплуатационной документации, которая должна иметь соответствующие регистрационные номера, показывающие ее принадлежность к обследуемому объекту.

4.2. Инструментальное обследование состояния блока АС должно проводиться с применением метрологически аттестованных приборов и по утвержденным методикам.

ПРОЕКТЫ ИЗМЕНЕНИЙ НОРМ И ПРАВИЛ

Приложение к постановлению
Госатомнадзора России
от "___" _____ 1999 г. № ___

ИЗМЕНЕНИЕ № 1

в ПНАЭ Г-7-008-89 "Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок"

ВВЕДЕНО В ДЕЙСТВИЕ с 01 января 2000 года

Содержание изменения:

1. Титульный лист

1) Заменить слова "Государственный Комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике (Госатомэнергонадзор СССР)" словами "Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзор России)".

2) На свободном поле титульного листа ПНАЭ Г-7-008-89 ниже его наименования записать: "Действует с изменением № ___ (см. постановление Госатомнадзора России от "___" _____ 19__ г. № ___)". Изменены пункты: 1.1.3, 1.1.9, 1.2.1, 1.2.2, 1.2.4, 1.2.5, 1.2.6, 1.2.7, 1.2.9, 1.2.10, 1.2.11, 1.3.2, 2.1.11, 3.2.3, 3.4.3, 3.4.4, 4.1.2, 4.3.7, 5.1.3, 5.3.5, 5.3.6, 5.6.2, 5.6.4, 5.6.5, 6.2.1, 6.2.8, 7.1.6, 7.2.1, 7.4.2, 7.5.1, 7.5.2, 7.7.6, 7.8.2, 7.8.3, 7.8.10, 7.8.11, 8.1.1, 8.1.2, 8.1.4, 8.1.7, 8.1.8, 8.1.9, 8.1.10, 8.1.11, 8.1.12, 8.2.4, 8.2.5, 8.2.10, 8.2.13, 8.2.14, 8.2.15, 8.2.16, 8.2.17, 8.2.21, 8.2.22, 8.2.23, 9.1.3, 9.1.4, 9.1.6, 9.1.16, 9.2.2, 9.3.1, 11.1, 11.2; разделы 1.4, 8.3, 10, 11, 12; таблица 3; приложения 1, 3, 4, 5, 6, 7, 8, 9".

2. Пункт 1.1.3.

Заменить слова "Госгортехнадзора СССР" словами "Госгортехнадзора России".

3. Пункт 1.1.9.

Заменить слова "Генеральным проектировщиком (Главным конструктором)" словами "разработчиками проекта АЭУ".

Исключить текст, начиная со слов "для каждого блока АЭУ каждой реакторной установки", и дополнить пункт словами "на стадии технического проекта реакторной установки и проекта АЭУ", после чего пункт читать в редакции: "1.1.9. Конкретная номенклатура оборудования и трубопроводов с указанием их принадлежности к группам А, В и С и отнесение их к классам безопасности по "Классификации" устанавливается разработчиками проекта АЭУ на стадии технического проекта реакторной установки и проекта АЭУ".

4. Пункт 1.2.1.

Второй абзац.

Заменить слова "разрешение Госатомэнергонадзора СССР" словами "лицензию Госатомнадзора России".

5. Пункт 1.2.2.

Исключить пункт.

6. Пункт 1.2.4.

Заменить слова "разрешение местных органов Госатомэнергонадзора СССР" словами "лицензию Госатомнадзора России".

7. Пункт 1.2.5.

Заменить слова "предприятием-владельцем АЭУ" словами "эксплуатирующей организацией", после чего пункт читать в редакции:

"1.2.5. Выполнение ремонтных работ с применением сварки в процессе эксплуатации допускается проводить по технологии, разработанной эксплуатирующей организацией и согласованной с конструкторской организацией и предприятием-изготовителем (монтажной организацией) ремонтируемых оборудования и трубопроводов. При этом технология сварки должна отвечать требованиям НД "Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка. Основные положения (в дальнейшем именуется ОП)".

8. Пункт 1.2.6.

1) Заменить слова "организациями-разработчиками указанной документации в установленном порядке и доводиться до сведения местных органов Госатомэнергонадзора СССР" словами "в соответствии с порядком, установленным Госатомнадзором России".

2) Заменить слова "владельцу АЭУ" словами "эксплуатирующей организации".

3) Второй абзац читать в редакции: "Технические задания (спецификация) и конструкторская документация (включая технические условия на полуфабрикаты) на оборудование и трубопроводы,

поставляемые по импорту, должны быть одобрены Госатомнадзором России", после чего пункт читать в редакции:

"1.2.6. Все изменения проектной и конструкторской документации, необходимость в которых возникает при изготовлении, монтаже и эксплуатации оборудования и трубопроводов, должны осуществляться в соответствии с порядком, установленным Госатомнадзором России. Вносимые изменения должны быть отражены в конструкторской (проектной) документации и в документации, передаваемой эксплуатирующей организации предприятием-изготовителем и монтажной организацией, в том числе в паспортах оборудования и трубопроводов.

Технические задания (спецификация) и конструкторская документация (включая технические условия на полуфабрикаты) на оборудование и трубопроводы, поставляемые по импорту, должны быть одобрены Госатомнадзором России".

9. Пункт 1.2.7.

Заменить слова "предприятию-владельцу АЭУ" словами "администрации АЭУ".

10. Пункт 1.2.9.

Заменить слова «Госатомэнергонадзором СССР» словами "при одобрении Госатомнадзором России", после чего пункт читать в редакции:

"1.2.9. Формы паспортов или свидетельств на технологические каналы, каналы СУЗ (чехлы и корпуса приводов СУЗ) и другие каналы устанавливаются предприятием-изготовителем по согласованию с конструкторской организацией и при одобрении Госатомнадзором России".

11. Пункт 1.2.10.

Заменить слова "предприятию-владельцу АЭУ" словами "администрации АЭУ".

12. Пункт 1.2.11.

Заменить слова "Предприятие-владелец АЭУ" словами "Администрация АЭУ", после чего пункт читать в редакции:

"1.2.11. Администрация АЭУ с использованием передаваемой по п.1.2.10 документации должна составить паспорт на трубопроводы по форме, приведенной в обязательном Приложении 8".

13. Пункт 1.3.2.

Дополнить пункт после "РД-3-3" словами "а также в соответствии с другими документами Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"1.3.2. Должностные лица и ИТР, занятые проектированием (конструированием), изготовлением, монтажом, эксплуатацией и ремонтом оборудования и трубопроводов, должны проходить проверку знаний по соответствующим разделам настоящих Правил и относящейся к ним нормативно-технической документации не реже одного раза в три года в порядке, устанавливаемом "Типовым положением о порядке проверки знаний правил, норм и инструкций по безопасности в атомной энергетике у руководителей и инженерно-технических работников РД-3-3", а также в соответствии с другими документами Госатомнадзора России".

14. Раздел 1.4. Ответственность за выполнение правил.

1) Заменить пункт 1.4.1 пунктом следующего содержания:

"1.4.1. Должностные лица на предприятиях, занятых изготовлением, монтажом, эксплуатацией и ремонтом оборудования и трубопроводов АЭУ, а также должностные лица и ИТР проектных (конструкторских) организаций, виновные в нарушении настоящих Правил, несут дисциплинарную, административную и уголовную ответственность".

2) Пункт 1.4.2. Заменить слова "Госатомэнергонадзора СССР" словами "Госатомнадзора России".

3) Исключить пункты 1.4.3 - 1.4.5.

15. Пункт 2.1.11.

Заменить слова "предприятием - владельцем АЭУ" словами "администрацией АЭУ".

Заменить слова "головной материаловедческой организации". Заменить последнее предложение "Указанное решение должно быть утверждено министерством (ведомством), которому принадлежит соответствующая АЭУ, и согласовано с Госатомэнергонадзором СССР" предложением "Указанные решения должны быть утверждены эксплуатирующей организацией и одобрены Госатомнадзором России", после чего пункт читать в редакции:

"2.1.11. Срок службы оборудования или трубопроводов может быть продлен на период, превышающий указанный в паспорте, на основании технического решения, составленного администрацией АЭУ с участием конструкторской (проектной) организации, предприятия-изготовителя и головной материаловедческой организации. К решению должны быть приложены расчет на прочность, подтверждающий возможность продления срока службы, и акты обследования состояния металла. Кроме того, должны быть представлены акты, подтверждающие возможность выполнения оборудованием своих функций в течение продлеваемого срока службы с обеспечением всех требований по ядерной, радиационной и технической безопасности. Указанные решения должны быть утверждены эксплуатирующей организацией и одобрены Госатомнадзором России".

16. Пункт 3.2.3.

1) Первый абзац.

Заменить слова "согласованным с Госатомэнергонадзором СССР" словами "разрешенным к применению Госатомнадзором России".

2) Последний абзац.

Заменить слова «Госатомэнергонадзором СССР» словами "Госатомнадзором России".

17. Пункт 3.4.3.

1) Первый абзац.

Дополнить в первом предложении после слов "министерство (ведомство)" слова "или эксплуатирующая организация".

Заменить слова "Госатомэнергонадзор СССР" словами "Госатомнадзор России".

2) Последний абзац.

Заменить слова "головной организацией по разработке настоящих Правил и головной межведомственной материаловедческой организацией" словами "головной материаловедческой организацией", после чего пункт читать в редакции:

“3.4.3. Для включения в настоящие Правила или ОП новых материалов министерство (ведомство) или эксплуатирующая организация, заинтересованные в применении новых материалов, должны обратиться с соответствующим предложением в Госатомнадзор России, приложив к нему отчет, содержащий данные испытаний и исследований новых материалов, а также стандарты или технические условия на полуфабрикаты и сварочные (наплавочные) материалы.

Перечень сведений, которые должны быть представлены в отчете, приведен в обязательном Приложении 11.

Отчет должен быть согласован с головной материаловедческой организацией”.

18. Пункт 3.4.4.

Заменить слова "и Госатомэнергонадзором СССР" словами "и одобренному в установленном порядке Госатомнадзором России".

19. Пункт 4.1.2.

Первое предложение.

Заменить слова "головной отраслевой материаловедческой организацией" словами "головной материаловедческой организацией”.

20. Пункт 4.3.7.

Второй абзац.

Последнее предложение. Заменить “Госатомэнергонадзором СССР” на “Госатомнадзором России”.

21. Пункт 5.1.3.

Первый абзац, второе предложение.

Заменить слова "согласована с Госатомэнергонадзором СССР" словами "одобрена Госатомнадзором России", после чего второе предложение п.5.1.3. читать в редакции:

Возможность такой замены должна быть одобрена Госатомнадзором России.

22. Пункт 5.3.5.

Заменить слова "предприятием-владельцем оборудования" словами "администрацией АЭУ”.

23. Пункт 5.3.6.

Заменить слова "Генеральный проектировщик АЭУ" словами "разработчик проекта АЭУ”.

24. Пункт 5.6.2.

Заменить слова "предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов" словами "администрацией АЭУ”.

25. Пункт 5.6.4.

Последнее предложение "Комплексная программа должна быть утверждена руководством проектной организации и согласована с предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов» читать в редакции:

“Комплексная программа должна быть согласована руководством проектной организации и утверждена администрацией АЭУ”.

26. Пункт 5.6.5.

Последнее предложение.

Заменить слова "утверждена дирекцией предприятия- владельца оборудования и трубопроводов" словами "утверждена администрацией АЭУ”, после чего последнее предложение читать в редакции:

“Рабочая программа должна быть утверждена администрацией АЭУ”.

27. Пункт 6.2.1.

Второй абзац.

Исключить слова "в соответствии с требованиями ОПБ-88”.

28. Пункт 6.2.8.

Первое предложение "Расчет пропускной способности предохранительных устройств должен проводиться в соответствии с ГОСТ 12.2.085-82" читать в редакции:

“Расчет пропускной способности предохранительных устройств должен проводиться в соответствии с требованиями нормативных документов Госатомнадзора России”.

29. Пункт 7.1.6.

Предложение:

"3) по решению руководства предприятия-владельца оборудования и трубопроводов или местного органа Госатомэнергонадзора СССР" читать в редакции:

"3) по решению администрации АЭУ, эксплуатирующей организации или межрегионального территориального округа Госатомнадзора России”.

30. Пункт 7.2.1.

1) Первый абзац. Первое предложение. Заменить слова "организациями министерств (ведомств), в ведении которых находится АЭУ" словами "головной материаловедческой организацией", после чего первое предложение пункта читать в редакции:

"Конкретный перечень оборудования и трубопроводов, подлежащих контролю, устанавливается типовыми программами контроля, разрабатываемыми головной материаловедческой организацией".

2) Второй абзац. Предложение "Типовые программы должны быть согласованы с Генеральным проектировщиком АЭУ, Главным конструктором реакторной установки и Госатомэнергонадзором СССР" читать в редакции:

"Типовые программы должны быть согласованы разработчиками проекта РУ и АЭУ, утверждены эксплуатирующей организацией и одобрены Госатомнадзором России в установленном порядке".

31. Пункт 7.4.2.

Исключить последнее предложение "Типовая программа должна быть согласована с организациями по п.7.2.1."

32. Пункт 7.5.1.

Заменить слова "предприятие-владелец оборудования и трубопроводов" словами "администрация АЭУ", после чего пункт читать в редакции:

"7.5.1. На основе типовой программы (инструкции, регламента) контроля администрация АЭУ составляет рабочую программу (инструкцию) контроля".

33. Пункт 7.5.2.

Последнее предложение. Заменить слова "администрацией предприятия-владельца оборудования и трубопроводов" словами "администрацией АЭУ", после чего последнее предложение читать в редакции:

"Рабочая программа утверждается администрацией АЭУ".

34. Пункт 7.7.6.

Заменить слова «по согласованию с Госатомэнергонадзором СССР» словами "после одобрения Госатомнадзором России", после чего пункт читать в редакции:

"7.7.6. В случае технической невозможности размещения образцов-свидетелей в количестве, определяемом п.7.7.5, конструкторская организация после одобрения Госатомнадзором России может уменьшить это количество, но не менее чем требуется для проведения контроля один раз в каждые восемь лет эксплуатации".

35. Пункт 7.8.2.

Исключить.

36. Пункт 7.8.3.

1) Первое предложение. Заменить слова "предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов" словами "администрацией АЭУ".

2) Второе предложение. Заменить слова "предприятие-владелец оборудования и трубопроводов" словами "эксплуатирующая организация", после чего пункт читать в редакции:

"7.8.3. Контроль за состоянием металла должен осуществляться администрацией АЭУ с привлечением при необходимости специализированных организаций. Ответственность за проведение контроля несет эксплуатирующая организация".

37. Пункт 7.8.10.

Заменить слова "руководством предприятия-владельца оборудования и трубопроводов" словами "администрацией АЭУ", после чего пункт читать в редакции:

"7.8.10. Протоколы или акты по п.7.8.7 должны утверждаться администрацией АЭУ. После каждого контроля производится запись в паспорте сосудов и трубопроводов".

38. Пункт 7.8.11.

Заменить слова "в министерство (ведомство), которому принадлежит предприятие-владелец оборудования и трубопроводов, и Госатомэнергонадзор СССР" словами "в межрегиональный территориальный округ и центральный аппарат Госатомнадзора России".

Исключить текст, начиная со слов "которые с привлечением" и до конца пункта, после чего пункт читать в редакции:

"7.8.11. При неудовлетворительных результатах контроля отчетные документы о проведенном контроле и предлагаемые решения направляются в межрегиональный территориальный округ и центральный аппарат Госатомнадзора России".

39. Пункт 8.1.1.

Заменить слова "местных органах Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"8.1.1. Оборудование и трубопроводы, на которые распространяются настоящие Правила, должны быть зарегистрированы в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России и взяты на учет на предприятии-владельце оборудования и трубопроводов после окончания их монтажа до проведения технического освидетельствования".

40. Пункт 8.1.2.

Заменить первое предложение. "8.1.2. Регистрации в местных органах Госатомэнергонадзора СССР подлежат..." предложением "8.1.2. Регистрации в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России подлежат...".

41. Пункт 8.1.4.

Заменить слова "в местных органах Госатомэнергонадзора СССР, границы регистрации оборудования и трубопроводов определяются перечнями, разработанными Генеральным проектировщиком совместно с администрацией АЭУ и главным конструктором и согласовываются с местными органами Госатомэнергонадзора СССР" словами " в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России , границы регистрации оборудования и трубопроводов определяются перечнями, подготовленными разработчиками проекта АЭУ совместно с администрацией АЭУ и должны быть одобрены межрегиональными территориальными округами Госатомнадзора России", после чего первый абзац пункта читать в редакции:

"Конкретная номенклатура оборудования и трубопроводов, подлежащих регистрации в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России, границы регистрации оборудования и трубопроводов определяются перечнями, подготовленными разработчиками проектов АЭУ совместно с администрацией АЭУ и должны быть одобрены межрегиональными территориальными округами Госатомнадзора России".

42. Пункт 8.1.7.

Первое предложение. Заменить слова "в местных органах Госатомэнергонадзора СССР" словами "в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России".

43. Пункт 8.1.8.

Первое предложение. Заменить слова "в местных органах Госатомэнергонадзора СССР" словами "в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России".

Второе предложение. Заменить предложение "Письменное заявление администрации предприятия-владельца" предложением "Письменное заявление администрации АЭУ".

44. Пункт 8.1.9.

Второе предложение. Заменить слова "инспектором Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

45. Пункт 8.1.10.

1) Первое предложение. Заменить слова "местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

2) Второе предложение. Заменить слова "владельцу оборудования или трубопроводов" словами "администрации АЭУ", после чего пункт читать в редакции:

"8.1.10. При положительных результатах рассмотрения представленных документов и проверки завершения работ в соответствии с п.8.1.9. настоящих Правил оборудование и трубопроводы регистрируются межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России в установленном порядке. Паспорт с прилагаемыми к нему документами возвращается администрации АЭУ".

46. Пункт 8.1.11.

Заменить слова "местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

47. Пункт 8.1.12.

Заменить слова "местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России" и слова "администрации предприятия-владельца" словами "администрации АЭУ", после чего пункт читать в редакции:

"8.1.12. Снятие с регистрации оборудования и трубопроводов производится межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России по письменному заявлению администрации АЭУ. В заявлении должна быть указана обоснованная причина снятия с регистрации".

48. Пункт 8.2.4. Примечание.

Заменить второе предложение "Вопрос о доступности по условиям радиационной обстановки должен решаться предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов с местным органом Госатомэнергонадзора СССР, а недоступность места для внешнего осмотра по другим причинам устанавливается проектной (конструкторской) организацией и предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов по согласованию с местным органом Госатомэнергонадзора СССР" предложением:

"Места, недоступные по условиям радиационной обстановки для осмотра оборудования и трубопроводов, определяются и обосновываются эксплуатирующей организацией и одобряются межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России, а недоступность места для внешнего осмотра по другим причинам устанавливается проектной (конструкторской) организацией и администрацией АЭУ и одобряется межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

49. Пункт 8.2.5.

1) Первое предложение. Заменить слова "согласован с местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "одобрен межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

2) Последнее предложение. Заменить предложение "Инструкция подлежит согласованию с организацией, выполнившей проект этого оборудования, и с местным органом Госатомэнергонадзора СССР" предложением "Инструкция должна быть одобрена Госатомнадзором России в установленном порядке", после чего пункт читать в редакции:

“8.2.5. Администрация АЭУ должна составить перечень оборудования, которое по конструкционным особенностям или радиационной обстановке недоступно (или ограничено доступно) для внутренних (наружных) осмотров. Указанный перечень должен быть одобрен межрегиональным округом Госатомнадзора России.

Техническое освидетельствование такого оборудования должно проводиться с применением дистанционных средств и неразрушающих методов контроля металла и сварных соединений. В каждом конкретном случае для такого оборудования администрацией АЭУ должна быть разработана инструкция по проведению технического освидетельствования. Инструкция должна быть одобрена Госатомнадзором России в установленном порядке”.

50. Таблица 3, пункт 7. Столбец в примечании.

Второе предложение “По согласованию с местным органом Госатомэнергонадзора СССР, зарегистрировавшим трубопроводы, допускается не проводить гидравлические (пневматические) испытания отремонтированных в процессе эксплуатации с помощью сварки участков трубопроводов (за исключением участков с продольными сварными швами) непосредственно после ремонта, а выполнить их при очередных испытаниях по п.3 или 4 настоящей таблицы при условии проведения контроля всех новых сварных соединений и мест ремонта в установленном объеме” читать в редакции:

“Допускается, если это будет обосновано эксплуатирующей организацией и одобрено межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России, не проводить гидравлических (пневматических) испытаний зарегистрированных трубопроводов, отремонтированных в процессе эксплуатации с помощью сварки участков трубопроводов (за исключением участков с продольными сварными швами) непосредственно после ремонта, а выполнить их при очередных испытаниях по п.3 или 4 настоящей таблицы при условии проведения контроля всех новых сварных соединений и мест ремонта в установленном объеме”.

51. Таблица 3.

1) Пункт 11. Столбец 2. Предложение “Оборудование и трубопроводы досрочно по требованию инженера-инспектора Госатомэнергонадзора СССР или инженерно-технического работника, предприятия-владельца, осуществляющего надзор за оборудованием и трубопроводами (лица по надзору)” читать в редакции:

“Досрочное освидетельствование”.

2) Столбец в примечании. Предложение “Объем технического освидетельствования устанавливается инженером-инспектором Госатомэнергонадзора СССР или лицом по надзору” читать в редакции:

“Объем досрочного технического освидетельствования устанавливается межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России или администрацией АЭУ, по требованию которых должно осуществляться досрочное техническое освидетельствование”.

52. Пункт 8.2.10.

Заменить пункт “Техническое освидетельствование оборудования и трубопроводов, на которые распространяются настоящие Правила, проводятся комиссией, назначенной приказом директора предприятия-владельца АЭУ. При проведении технического освидетельствования оборудования и трубопроводов, зарегистрированных в органах Госатомэнергонадзора СССР, комиссия работает при участии и под контролем инспектора Госатомэнергонадзора СССР”, пунктом в следующей редакции:

“8.2.10. Техническое освидетельствование оборудования и трубопроводов, на которые распространяются настоящие Правила, проводится комиссией, назначенной приказом директора АЭУ. При проведении технического освидетельствования оборудования и трубопроводов, зарегистрированных в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России, администрация АЭУ должна проинформировать инспекцию Госатомнадзора России на АЭУ об ее образовании, месте и времени начала работы комиссии”.

53. Пункт 8.2.13.

Заменить слова “администрацией предприятия-владельца оборудования и трубопроводов” словами “администрацией АЭУ”.

54. Пункт 8.2.14.

Предложение “Администрация предприятия-владельца оборудования и трубопроводов не позже, чем за 10 суток должна уведомить инспектора Госатомэнергонадзора СССР о готовности оборудования и трубопроводов к освидетельствованию” читать в редакции:

“8.2.14. Администрация АЭУ не позднее, чем за 10 суток должна уведомить инспекцию Госатомнадзора России о готовности оборудования и трубопроводов к освидетельствованию”.

55. Пункт 8.2.15.

Заменить слова “в местном органе Госатомэнергонадзора СССР оборудования и трубопроводов может быть разрешена местным органом Госатомэнергонадзора СССР” словами “в межрегиональном территориальном округе Госатомнадзора России оборудования и трубопроводов может быть разрешена этим органом”.

Заменить слова “администрации предприятия-владельца оборудования и трубопроводов” словами “администрации АЭУ”.

Заменить слова “инспектором Госатомэнергонадзора СССР” словами “представителем Госатомнадзора России”, после чего пункт читать в редакции:

“8.2.15. Отсрочка проведения технического освидетельствования зарегистрированных в межрегиональном территориальном округе Госатомнадзора России оборудования и

трубопроводов может быть разрешена инспекцией Госатомнадзора России не более, чем на три месяца, по технически обоснованному письменному ходатайству администрации АЭУ и при положительных результатах их осмотра в рабочем состоянии представителем Госатомнадзора России”.

56. Пункт 8.2.16.

Заменить слова "в органах Госатомэнергонадзора СССР" словами "в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России”.

Заменить слова "директора предприятия-владельца оборудования и трубопроводов» словами "директора АЭУ”.

Дополнить словами “по согласованию с лицом, осуществляющим надзор от эксплуатирующей организации”, после чего пункт читать в редакции:

“8.2.16. Отсрочка проведения технического освидетельствования оборудования и трубопроводов, не регистрируемых в межрегиональных территориальных округах Госатомнадзора России, не более чем на три месяца может быть допущена по письменному разрешению главного инженера или директора АЭУ, по согласованию с лицом, осуществляющим надзор от эксплуатирующей организации”.

57. Пункт 8.2.17.

Исключить слова "согласованная с предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов и местным органом Госатомэнергонадзора СССР”.

58. Пункт 8.2.21.

Второе предложение. Заменить слова "зарегистрированных в органах Госатомэнергонадзора СССР оборудования и трубопроводов инженер-инспектор Госатомэнергонадзора СССР" словами "зарегистрированных в органах Госатомнадзора России оборудования и трубопроводов представителем Госатомнадзора России”.

59. Пункт 8.2.22.

Заменить слова "инспектор Госатомэнергонадзора СССР" словами "представитель Госатомнадзора России”.

Заменить слова "администрации предприятия-владельца оборудования и трубопроводов" словами "администрации АЭУ”.

60. Пункт 8.2.23.

1) Первый абзац.

Заменить слова "в министерство (ведомство), которому принадлежит предприятие-владелец оборудования и трубопроводов, главному конструктору реакторной установки, предприятию-изготовителю и министерству, которому оно принадлежит, и в местный орган Госатомэнергонадзора СССР" словами "в межрегиональный территориальный округ и центральный аппарат Госатомнадзора России”, после чего первый абзац читать в редакции:

“В случаях обнаружения дефектов в основном металле или сварном соединении результаты обследования дефектного узла должны быть оформлены актом (Приложение 12), который вместе с выпиской из заводского сертификата (Приложение 13), расчетом на прочность и данными экспериментальной оценки напряжений и температур, заключением специалистов при обнаружении коррозионных повреждений, направляются (по одному экземпляру) в межрегиональный территориальный округ и центральный аппарат Госатомнадзора России. Один экземпляр акта подшивается в паспорт на оборудование или трубопроводы”.

2) Третий абзац.

Текст абзаца "Решение о мерах по устранению дефектов и возможности дальнейшей эксплуатации оборудования и трубопроводов принимается комиссией, назначенной министерством, в ведении которого находится предприятие-владелец оборудования и трубопроводов, или главным инженером предприятия-владельца (в зависимости от характера и масштабов выявленных дефектов); в состав комиссии должен входить инспектор Госатомэнергонадзора СССР, а при необходимости представители предприятия-изготовителя (монтажной организации), проектной (конструкторской) организации и головной материаловедческой организации" читать в редакции:

“Решение о мерах по устранению дефектов и возможности дальнейшей эксплуатации оборудования и трубопроводов принимается комиссией, назначенной эксплуатирующей организацией или администрацией АЭУ (в зависимости от характера и масштабов выявленных дефектов). В состав комиссии, при необходимости, могут входить представители предприятия-изготовителя (монтажной организации), проектной (конструкторской) организации и головной материаловедческой организации.

Межрегиональный территориальный округ Госатомнадзора России должен быть проинформирован администрацией АЭУ об образовании, месте и времени начала работы комиссии”.

61. Раздел 8.3. Разрешение на проведение пуско-наладочных работ и эксплуатации систем АЭУ.

Исключить раздел.

62. Пункт 9.1.3.

Заменить второе предложение “Требования к квалификации персонала, порядку подготовки к проведению проверок знаний должны соответствовать ОПБ-88” предложением “Требования к квалификации персонала и его подготовки определяются в соответствии с нормативными документами Госатомнадзора России”.

63. Пункт 9.1.4.

Заменить слова "инспекции Госатомэнергонадзора СССР" словами "инспекции Госатомнадзора России на АЭУ".

64. Пункт 9.1.6.

Заменить слова "в органах Госатомэнергонадзора СССР" словами "в межрегиональном территориальном округе Госатомнадзора России".

65. Пункт 9.1.16.

Текст пункта "Запрещается проведение различного рода исследований и экспериментов на действующем оборудовании и трубопроводах без предварительного согласования с Главным конструктором, Генеральным проектировщиком, Научным руководителем и Госатомэнергонадзором СССР и разрешения министерства (ведомства), которому подчинена данная АЭУ" читать в редакции:

"Запрещается проведение различного рода исследований и экспериментов на действующем оборудовании и трубопроводах без предварительного согласования разработчиками проектов РУ и АС, без получения разрешения от эксплуатирующей организации и одобрения Госатомнадзором России".

66. Пункт 9.2.2.

Текст пункта "Изменение предельных параметров оборудования (расчетное давление, расчетная температура, максимальная мощность, расход теплоносителя, скорости разогрева и расхолаживания, максимальный флюенс на корпусе или каналах реактора) может быть допущено только на основании обоснованного соответствующими расчетами или экспериментами технического решения, составленного предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов и согласованного с Главным конструктором, Научным руководителем, Генеральным проектировщиком, предприятием-изготовителем (монтажной организацией), головной материаловедческой организацией и, в случае необходимости, Госатомэнергонадзором СССР, а также дополнения к проекту, утвержденному в установленном порядке. Вытекающие из принятого решения изменения должны быть отражены в паспортах оборудования и трубопроводов" читать в редакции:

"9.2.2. Изменение предельных параметров оборудования (расчетное давление, расчетная температура, максимальная мощность, расход теплоносителя, скорости разогрева и расхолаживания, максимальный флюенс на корпусе или каналах реактора) может быть допущено только на основании обоснованного соответствующими расчетами или экспериментами технического решения, составленного эксплуатирующей организацией и согласованного с разработчиками проектов РУ и АЭУ, предприятием изготовителем (монтажной организацией), головной материаловедческой организацией и после одобрения Госатомнадзором России.

После внесения изменений в проектные параметры АЭУ в порядке, установленном Госатомнадзором России, эти изменения должны быть отражены в паспортах оборудования и трубопроводов".

67. Пункт 9.3.1.

1) Первый абзац. Заменить слова "министерством (ведомством), которому подчинена данная АЭУ" словами "эксплуатирующей организацией".

2) Второй абзац "Перенос сроков ремонта и уменьшение объема работ могут быть допущены в исключительных случаях по письменному разрешению министерства (ведомства), которому подчинена АЭУ, по согласованию с органами Госатомэнергонадзора СССР" читать в редакции:

"Перенос сроков ремонта и уменьшение объема работ должны быть обоснованы администрацией АЭУ, утверждены эксплуатирующей организацией и доведены до сведения инспекции Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"9.3.1. При эксплуатации оборудования и трубопроводов АЭУ должны соблюдаться требования по проведению планово-предупредительных ремонтов, утвержденных эксплуатирующей организацией.

Перенос сроков ремонта и уменьшение объема работ должны быть обоснованы администрацией АЭУ, утверждены эксплуатирующей организацией и доведены до сведения инспекции Госатомнадзора России".

68. Раздел 10. Надзор за соблюдением правил

Исключить раздел.

69. Раздел 11.

Изменить название раздела 11 "Расследование аварий, отказов и несчастных случаев" следующим названием: "11. Расследования происшествий и аварий.

70. Пункт 11.1.

Читать в редакции:

"11.1. Расследование происшествий и аварий при эксплуатации оборудования и трубопроводов, а также уведомление эксплуатирующей организации, органов государственного регулирования безопасности и других федеральных органов исполнительной власти должны проводиться в соответствии с федеральными нормами и правилами в области использования атомной энергии".

71. Пункт 11.2.

Исключить пункт.

72. Раздел 12. Заключение.

Текст заключения "Необходимость, сроки приведения в соответствие с настоящими Правилами действующих оборудования и трубопроводов, а также находящихся в процессе изготовления, монтажа

или реконструкции на время введения в действие настоящих Правил устанавливаются в каждом отдельном случае по представлению соответствующих министерств (ведомств) и согласовываются с Госатомнадзором СССР.

В отдельных случаях при технической невозможности выполнения каких-либо требований настоящих Правил допускается оформлять обоснованные технические решения, составляемые в зависимости от ответственности по п. 1.4.3 - 1.4.5 конструкторской (проектной) организацией, предприятием-изготовителем (монтажной организацией), предприятием-владельцем оборудования и трубопроводов.

Указанные решения должны быть согласованы с перечисленными выше организациями, а также с головной материаловедческой организацией, если они затрагивают сферу их ответственности, и во всех случаях - с Госатомнадзором СССР" читать в редакции:

"Необходимость, сроки и объем приведения АЭУ в соответствие с настоящими Правилами определяются в каждом конкретном случае в порядке, установленном Госатомнадзором России при лицензировании деятельности по сооружению и эксплуатации АЭУ".

73. Приложение 1 (справочное). Основные термины и определения.

1. Исключить следующие термины и их определения:

Нормальные условия эксплуатации (для оборудования и трубопроводов);

Нарушения нормальных условий эксплуатации (для оборудования и трубопроводов);

Аварийная ситуация (для оборудования и трубопроводов);

Научный руководитель .

2. Заменить определение термина "Головная материаловедческая организация - организация, осуществляющая руководство по выбору материалов, сварке и обеспечению качества изготовления оборудования и трубопроводов" следующим определением:

"Головная материаловедческая организация - организация, признанная соответствующим органом использования атомной энергии оказывать услуги эксплуатирующим или другим организациям по выбору материалов, сварке, обеспечению качества изготовления оборудования и трубопроводов и осуществлять экспертизу проектной, конструкторской, технологической документации и документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность АЭУ и имеющая на эту деятельность лицензию Госатомнадзора России".

Дополнить раздел новым термином и его определением: "Согласование головной материаловедческой организации - положительное заключение головной материаловедческой организации, подготовленное по запросу эксплуатирующей или других организаций".

74. Приложение 3 (обязательное)

1) Пункт 3, подпункты 6) и 9).

Заменить подпункт "6) документация по отклонениям от конструкторской документации, согласованная с Госатомнадзором СССР" подпунктом "6) документация по отклонениям от конструкторской документации, одобренная Госатомнадзором России".

Заменить подпункт "9) В паспорта сосудов могут быть внесены дополнительные сведения по требованию органов Госатомнадзора СССР" подпунктом "9) В паспорта сосудов могут быть внесены дополнительные сведения по требованию Госатомнадзора России."

2) Примечание.

В первом пункте примечания заменить слова "местным органом Госатомнадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

3) Раздел "Перечень документов, прилагаемых к паспорту".

Заменить слово "Разрешение" словом "Лицензия".

Исключить слово "Управлением".

75. Приложение 4 (обязательное). Сведения, указываемые в паспорте насоса АЭУ.

Первый абзац.

1) Заменить слово "разрешения" словом "лицензии".

2) Заменить слова "местного органа Госатомнадзора СССР" словами "межрегионального территориального округа Госатомнадзора России".

3) Заменить слово "разрешение" словом "лицензию", после чего текст читать в редакции:

"1. Номер лицензии на изготовление, дата ее выдачи, наименование межрегионального территориального округа Госатомнадзора России, выдавшего лицензию".

76. Приложение 5.

Заменить слово "Разрешение" словом "Лицензия".

Исключить слово "Управлением".

77. Приложение 6.

Заменить слова "Разрешение" словом "Лицензия".

Исключить слово "Управлением".

78. Приложение 7.

Заменить слова "Разрешение на монтаж" словами "Лицензия на сооружение в части выполнения монтажных работ".

Исключить слово "Управлением".

79. Приложение 8 (обязательное) Паспорт трубопровода АЭУ.

1) Пункт 3 .

Заменить предложение "Паспорт трубопровода АЭС составляется предприятием-владельцем трубопроводов" предложением "Паспорт трубопровода составляется администрацией АЭУ".

2) Пункт 5.

Заменить аббревиатуру "АЭС" аббревиатурой "АЭУ".

3) Пункт 9.

Заменить слова "органов Госатомэнергонадзора СССР" словами "Госатомнадзора России".

4) Примечание.

Заменить слова "местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

80. Приложение 9.

Второй абзац.

Заменить слова "конструкторская (проектная) организация по согласованию с головной материаловедческой организацией и Госатомэнергонадзором СССР" словами "конструкторская (проектная) организация по согласованию с головной материаловедческой организацией и после одобрения Госатомнадзором России в установленном порядке".

ИЗМЕНЕНИЕ № 1

в ПНАЭ Г-7-009-89 “Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварка и наплавка. Основные положения”

ВВЕДЕНО В ДЕЙСТВИЕ с 01 января 2000 года

Содержание изменения:

1. Титульный лист.

1) Заменить наименование органа государственной власти "Государственный Комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике (Госатомэнергонадзор СССР)" на "Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзор России)".

2) На свободном поле титульного листа ПНАЭ Г-7-009-89 ниже его наименования записать: "Действует с изменением № ___ (см. постановление Госатомнадзора России от “___” _____ 19__ г. № ___)". Изменены: пункты 1.4, таблица 4, 2.18, таблица 10, 9.13, 11.1-11.5, раздел 13, приложение 1, 3.

2. Пункт 1.4.

Пункт 1.4. "Сварку материалов, не указанных в настоящих ОП, но допущенных к применению Правилами АЭУ, допускается проводить по согласованию с Госатомэнергонадзором СССР по ПТД, разработанной предприятием-изготовителем (монтажной организацией) с учетом требований настоящих ОП и согласованной с отраслевой и межведомственной головными материаловедческими организациями. Допускается применение ПТД, разработанной головной материаловедческой организацией.

Примечание. Далее под "головной материаловедческой организацией" понимается "головная отраслевая материаловедческая организация."

читать в редакции:

"1.4. Сварку материалов, не указанных в настоящих ОП, но допущенных к применению Правилами АЭУ, допускается проводить в соответствии с ПТД, разработанной предприятием-изготовителем (монтажной организацией) с учетом требований настоящих ОП, согласованной с головной материаловедческой организацией и одобренной Госатомнадзором России в установленном порядке. Допускается применение ПТД, разработанной головной материаловедческой организацией.

Примечание.

Головная материаловедческая организация - организация, признанная соответствующим органом использования атомной энергии оказывать услуги эксплуатирующей организации и другим организациям по выбору материалов, сварке, обеспечению качества изготовления оборудования и трубопроводов и осуществлять экспертизу проектной, конструкторской, технологической документации и документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность АЭУ и имеющая на эту деятельность лицензию Госатомнадзора России.

Под согласованием головной материаловедческой организацией понимается ее положительное заключение".

3. Таблица 4. Сварочные материалы для выполнения сварных соединений деталей из сталей аустенитного класса с деталями из сталей перлитного класса и высокохромистых сталей (кроме сварных соединений In и In категорий)

Примечание. Пункт 7.

Заменить слова "головной межведомственной материаловедческой организацией" словами "головной материаловедческой организацией".

4. Пункт 2.18.

Первый абзац.

Заменить слова "головной межведомственной материаловедческой организации" словами "головной материаловедческой организации".

Третий абзац.

Заменить слова "головной межведомственной материаловедческой организацией" словами "головной материаловедческой организацией", после чего пункт читать в редакции:

"2.18. Качество проковки каждой садки электродов марки Н-10, флюса марок КФ-16 и КФ-27, а также электродов марок УОНИИ-13/45А и УОНИИ-13/55, подлежащих использованию для сварки деталей из стали марки 10Х2М между собой и с деталями из других сталей перлитного класса, определяется по содержанию водорода в наплавленном металле или металле шва в соответствии с методикой головной материаловедческой организации.

При этом содержание водорода в наплавленном металле (металле шва) при ручной дуговой сварке не должно превышать $2,5 \text{ см}^3$ на 100 г, а при автоматической сварке под флюсом - $0,3 \text{ см}^3$ на 100 г. В случае получения неудовлетворительных результатов проводится проковка электродов или флюса и повторное определение содержания водорода.

Допускается по согласованию с головной материаловедческой организацией не определять содержание водорода в наплавленном металле при проверке отдельных партий указанных сварочных материалов, предназначенных для сварки конкретных деталей".

5. Таблица 10. Рекомендуются режимы проковки покрытых электродов и флюсов.

Сноска * "Допускается уменьшение температуры проковки до $400 \pm 20^\circ\text{C}$ по согласованию с головной межведомственной материаловедческой организацией" читать в редакции:

"Допускается уменьшение температуры проковки до $400 \pm 20^\circ\text{C}$ по согласованию с головной материаловедческой организацией".

6. Пункт 9.13.

Заменить слова "и местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "и одобрены Госатомнадзором России в установленном порядке", после чего пункт читать в редакции:

"9.13. Исправление дефектов на одном и том же участке сварного соединения или наплавленной детали допускается проводить не более трех раз. При этом под исправляемым участком понимается прямоугольник наименьшей площади, в контур которого вписывается подлежащая заварке выборка, и примыкающие к нему поверхности на расстоянии, равном трехкратной ширине указанного прямоугольника (см. рис. 4).

Вопрос о возможности исправления дефектов на одном участке сварного соединения (наплавленной детали) более трех раз должен решаться по согласованию с головной материаловедческой организацией и одобрены Госатомнадзором России в установленном порядке".

7. Раздел 11. Требования безопасности.

Заменить название раздела на "Требования техники безопасности".

8. Пункты 11.1. - 11.5.

Исключить пункты.

9. Раздел 13. Отступление от установленных требований.

Заменить слова "и Госатомэнергонадзором СССР" словами "и одобренным Госатомнадзором России", после чего раздел читать в редакции:

"13. При технической невозможности или экономической нецелесообразности соблюдения отдельных требований настоящего документа допускаются обоснованные отступления, оформляемые совместными техническими решениями конструкторской (проектной) организации и предприятия-изготовителя (монтажной организации), согласованными с головной материаловедческой организацией и одобренными Госатомнадзором России".

10. Приложение 1(справочное) Указатель нормативно-технической документации на сварочные материалы, допускаемые к применению при изготовлении, монтаже и ремонте оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок.

Примечания.

Пункт 1.

Заменить слова "Госатомэнергонадзора СССР" словами "Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"1. Звездочкой отмечены документы по дополнительному указателю Госатомнадзора России".

11. Приложение 3 (рекомендуемое) Основные типы сварных соединений.

"В табл. ПЗ.1 - ПЗ.65 указаны два обозначения сварного соединения: основное и приведенное в скобках. Основное условное обозначение следует применять в конструкторской документации, предназначенной для использования в странах-членах СЭВ (включая СССР). Для конструкторской документации, предназначенной для использования только в СССР, допускается применять условное обозначение, приведенное в скобках" заменить на:

"В табл. ПЗ.1 - ПЗ.65 указаны два обозначения сварного соединения: основное и приведенное в скобках. Для конструкторской документации, предназначенной для использования в России, допускается применять условное обозначение, приведенное в скобках".

Приложение к постановлению
Госатомнадзора России
от "___" _____ 1999 г. № ___

ИЗМЕНЕНИЕ № 1

в ПНАЭ Г-7-010-89 "Оборудование и трубопроводы атомных энергетических установок. Сварные соединения и наплавки. Правила контроля"

ВВЕДЕНО В ДЕЙСТВИЕ с 01 января 2000 года

Содержание изменения:

1. Титульный лист.

1) Заменить наименование органа государственной власти "Государственный Комитет СССР по надзору за безопасным ведением работ в атомной энергетике (Госатомэнергонадзор СССР)" на "Федеральный надзор России по ядерной и радиационной безопасности (Госатомнадзор России)".

2) На свободном поле титульного листа ПНАЭ Г-7-010-89 ниже его наименования записать: "Действует с изменением № ___ (см. постановление Госатомнадзора России от "___" _____ 19__ г. № ___) . Изменены: пункты 1.1. (Примечание), 1.4, 3.1.1, 3.1.2, 3.2.4, 3.2.7, 3.2.14, 4.1.1, 4.1.2, 4.1.3, , 4.2.5, 4.3.5, 9.5.5, 10.2.11, 11.1.5, таблица 4, таблица 5, раздел 14, приложение 1.

2. Пункт 1.1. Примечание.

Термин "головная материаловедческая организация" и его определение, а также термин "согласование головной материаловедческой организации" и его определение приведены в Приложении 1 раздела 1 "Общие требования и определения", соответственно в пунктах 1.26 и 1.27.

3. Пункт 1.4.

Последнее предложение "На применение упомянутых стандартов или инструкций должно быть получено разрешение Госатомэнергонадзора СССР" заменить предложением "Упомянутые стандарты или инструкции могут использоваться после одобрения их Госатомнадзором России", после чего пункт читать в редакции:

"1.4. Контроль каждым методом следует проводить по государственным стандартам на соответствующие методы контроля или методическим отраслевым стандартам, конкретизирующим методики контроля сварных соединений и наплавленных деталей. При отсутствии указанных стандартов допускается проведение контроля по методическим инструкциям, разработанным головной материаловедческой организацией. Упомянутые стандарты или инструкции могут использоваться после одобрения их Госатомнадзором России".

4. Пункт 3.1.1.

Заменить слова "имеющими разрешение на изготовление (монтаж) оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок местных органов Госатомэнергонадзора СССР, выдаваемое в установленном Госатомэнергонадзором СССР порядке" словами "имеющими лицензию Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"3.1.1. Работы по сварке и наплавке оборудования и трубопроводов должны выполняться предприятиями-изготовителями (монтажными организациями), располагающими квалифицированными кадрами, технологическими и контрольными службами и всеми техническими средствами, необходимыми для выполнения соответствующих работ, и имеющими лицензию Госатомнадзора России".

5. Пункт 3.1.2.

Исключить пункт.

6. Пункт 3.2.4.

Заменить слова "с участием инспектора Госатомэнергонадзора СССР" словами "с участием инспектора Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"3.2.4. Внеочередная аттестация проводится при изменении ПТД предприятия-изготовителя (монтажной организации), которые могут привести к снижению свойств или качества производственных сварных соединений (наплавленных поверхностей), выполняемых по аттестованной технологии, а также в случаях ухудшения качества изготавливаемых предприятием-изготовителем (монтажной организацией) производственных сварных соединений и наплавленных поверхностей. При этом вопрос о необходимости проведения внеочередной

аттестации решается аттестационной комиссией предприятия-изготовителя (монтажной организацией) с участием инспектора Госатомнадзора России".

7. Пункт 3.2.7.

Заменить слова "инспектор Госатомэнергонадзора СССР" словами "инспектор Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"3.2.7. В состав аттестационной комиссии входят руководитель предприятия-изготовителя (монтажной организации) или его заместитель (главный инженер), руководитель службы, ответственной за сварку и наплавку, представитель службы технического контроля, инспектор Госатомнадзора России, а также другие высококвалифицированные специалисты по сварочному производству и контролю качества сварных соединений (наплавки), представитель конструкторской организации по усмотрению руководства предприятия-изготовителя (монтажной организации), проводящего аттестацию.

Состав аттестационной комиссии утверждается приказом по предприятию-изготовителю (монтажной организации)".

8. Пункт 3.2.14.

Заменить слова в первом предложении "в местный орган Госатомэнергонадзора СССР" словами "для одобрения в межрегиональный территориальный округ Госатомнадзора России".

Исключить второе предложение, после чего пункт читать в редакции:

"3.2.14. Протокол по п.3.2.10 передается для одобрения в межрегиональный территориальный округ Госатомнадзора России по месту нахождения предприятия-изготовителя (монтажной организации), проводившего аттестацию".

9. Пункт 4.1.1.

Исключить второй абзац пункта, после чего пункт читать в редакции:

"4.1.1. Аттестация контролеров (специалистов, дефектоскопистов, лаборантов ОТК, непосредственно выполняющих контроль) осуществляется путем проверки их теоретических знаний и практических навыков по контролю конкретными методами".

10. Пункт 4.1.2.

Заменить слова "по согласованию с местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "и одобряется межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"4.1.2. Перечень должностей контролеров, подлежащих аттестации, устанавливается предприятием, проводящим аттестацию, и одобряется межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

11. Пункт 4.1.3.

Заменить слова "определяемых по согласованию с местным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "имеющих лицензию Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"4.1.3. Аттестация контролеров проводится постоянно действующими аттестационными комиссиями на предприятиях-изготовителях (в монтажных организациях) и/или в специализированных организациях, имеющих лицензию Госатомнадзора России".

12. Пункт 4.2.5.

Заменить слова "представителя Госатомэнергонадзора СССР" словами "инспектора Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"4.2.5. Внеочередную аттестацию проходят контролеры перед допуском к выполнению контроля после временного отстранения от работы за нарушение технологии контроля или повторяющееся неудовлетворительное качество выполняемых ими работ, а также по требованию представителя головной материаловедческой организации, члена аттестационной комиссии, инспектора Госатомнадзора России, проверивших правильность проведения соответствующего метода контроля и обнаруживших нарушение предписанной технологии контроля".

13. Пункт 4.3.5.

Заменить предложение "Указанные формы могут быть изменены по согласованию с Госатомэнергонадзором СССР" предложением "Указанные формы не могут быть изменены без одобрения Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"4.3.5. Рекомендуемые формы удостоверений контролеров, а также формы протоколов заседаний аттестационных комиссий приведены в Приложениях 3 и 4.

Указанные формы не могут быть изменены без одобрения Госатомнадзором России".

14. Пункт 9.5.5.

1) Заменить слова "головной отраслевой материаловедческой организацией" словами "головной материаловедческой организацией".

2) Заменить слова "региональным органом Госатомэнергонадзора СССР" словами "межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"9.5.5. Радиография сварных соединений проводится через одну стенку за исключением случаев, когда это технически невозможно. Техническая невозможность согласовывается с головной материаловедческой организацией и межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

15. Таблица 4. Методы и объем неразрушающего контроля предварительной наплавки кромок деталей из сталей перлитного класса и из высокохромистых сталей и неразрушающего контроля направленного антикоррозионного покрытия на деталях (изделиях) из сталей перлитного класса.

Последняя строка таблицы. Заменить слова "и Госатомэнергонадзором СССР" словами "и одобряются Госатомнадзором России", после чего предложение читать в редакции:

"Методы и объем контроля устанавливаются конструкторской организацией по согласованию с предприятием-изготовителем, головной материаловедческой организацией и одобряются Госатомнадзором России".

16. Таблица 5. Методы и объем неразрушающего контроля сварных соединений варки труб в трубные доски и в коллекторы.

Примечание. Последнее предложение. Заменить слова "по согласованию с местным органом Госатомнадзора СССР" словами "и быть одобрено межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России", после чего последнее предложение читать в редакции:

"Указанное решение должно приниматься конструкторской организацией совместно с предприятием-изготовителем (монтажной организацией) и головной материаловедческой организацией и быть одобрено межрегиональным территориальным округом Госатомнадзора России".

17. Пункт 10.2.11.

Исключить слова "согласованным с головной межведомственной материаловедческой организацией", после чего пункт читать в редакции:

"10.2.11. Разрушающий контроль при проверке наплавочных материалов, предназначенных для выполнения антикоррозионных покрытий, должен проводиться по стандартам или инструкциям головной материаловедческой организации".

18. Пункт 11.1.5.

Заменить слова "Госатомэнергонадзором СССР" словами "должны быть одобрены Госатомнадзором России", после чего пункт читать в редакции:

"11.1.5. Нормы оценки качества усиливающих наплавки устанавливаются конструкторской организацией по согласованию с предприятием-изготовителем, головной материаловедческой организацией и должны быть одобрены Госатомнадзором России".

19. Раздел 14. Отступления от установленных требований.

Первый абзац. Заменить слова "(отраслевой или в случаях, определяемых Госатомэнергонадзором СССР, межведомственной), заказчиком и Госатомэнергонадзором СССР" словами "заказчиком, эксплуатирующей организацией и одобренным Госатомнадзором России", после чего раздел читать в редакции:

"Раздел 14. В отдельных случаях, когда проведение контроля одним из предусмотренных методов или в необходимом объеме технически невозможно или когда исправление дефектного сварного соединения (наплавленной детали) может снизить его эксплуатационную надежность, допускаются обоснованные отступления от установленных норм, оформляемые совместным решением конструкторской (проектной) организации, предприятия-изготовителя (монтажной организации), согласованным с головной материаловедческой организацией, заказчиком, эксплуатирующей организацией и одобренным Госатомнадзором России.

В случае, если отступления по нормам оценки и качества сварных соединений I, II, III, IV категорий не выходят за пределы, установленные для сварных соединений III категории, указанное решение может быть принято без участия заказчика".

20. Приложение 1. Термины и основные понятия, раздел 1 "Общие термины и определения".

Включить дополнительно пункты 1.26 и 1.27:

"1.26. Головная материаловедческая организация - организация, признанная соответствующим органом использования атомной энергии оказывать услуги эксплуатирующей организации или другим организациям по выбору материалов, сварке, обеспечению качества изготовления оборудования и трубопроводов и осуществлять экспертизу проектной, конструкторской, технологической документации и документов, обосновывающих ядерную и радиационную безопасность АЭУ и имеющая на эту деятельность лицензию Госатомнадзора России".

"1.27. Согласование головной материаловедческой организации - положительное заключение головной материаловедческой организации, подготовленное по запросу эксплуатирующей организации или других организаций".

ИЗМЕНЕНИЕ № 1

в ПНАЭ Г-16-34-94 “Общие положения по обеспечению безопасности исследовательских реакторов”. ОПБ ИР-94

ВВЕДЕНО В ДЕЙСТВИЕ с 01 января 2000 года

Содержание изменения:

1. На свободном поле титульного листа ПНАЭ Г-16-34-94 ниже его наименования записать: “Действует с изменением № 1 (см. постановление Госатомнадзора России от “___” _____ 19__ г. № ___)”. Изменены: раздел “Термины и определения” - пункты 48, 62; раздел 3; пункт 5.3.4”.

2. Пункт 48 раздела “Термины и определения”.

Заменить термин “Снятие ИР с эксплуатации” термином “Вывод ИР из эксплуатации”.

В соответствии с этим во всем тексте документа заменить термин “Снятие с эксплуатации” термином “Вывод из эксплуатации”.

3. Пункт 62 раздела “Термины и определения”.

Изложить определение термина “Эксплуатирующая организация” в редакции:

“62. Эксплуатирующая организация - организация, созданная в соответствии с законодательством Российской Федерации и признанная соответствующим органом управления использованием атомной энергии пригодной эксплуатировать ИР и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации ИР, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами”.

4. Раздел 3. Государственное регулирование и надзор за безопасностью.

Исключить раздел.

5. Пункт 5.3.4.

Пункт 5.3.4. “Процедура, регламентирующая проведение изменений, влияющих на безопасность, должна предусматривать следующие основные стадии:

- разработку проектной документации по внесению изменений в конструкцию ИР;
- получение разрешения на изменение в органе государственного регулирования и надзора за безопасностью;
- внесение изменений в отчет по обоснованию безопасности;
- изготовление, монтаж и испытания оборудования;
- внесение изменений в эксплуатационную документацию;
- подготовку персонала;
- представление документации и получение разрешения органов государственного регулирования и надзора за безопасностью на дальнейшую эксплуатацию ИР” читать в редакции:

“5.3.4. Процедура, регламентирующая проведение изменений, влияющих на безопасность, должна предусматривать следующие основные стадии:

- разработка проектной документации по внесению изменений в конструкцию ИР;
- обоснование безопасности изменений в конструкцию ИР и корректировка отчета по обоснованию безопасности;
- представление обоснования безопасности изменений в конструкцию ИР для одобрения органом государственного регулирования и надзора за безопасностью;
- изготовление, монтаж и испытание оборудования после внесения изменений;
- внесение изменений в эксплуатационную документацию;
- подготовка персонала;

- представление документации для получения одобрения органа государственного регулирования и надзора за безопасностью на эксплуатацию ИР с изменениями в его конструкцию”.

Приложение к постановлению
Госатомнадзора России
от “___” _____ 1999 г. № ___

ИЗМЕНЕНИЕ № 1

**в ПНАЭ Г 1-024-90 “Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций”
ПБЯ РУ АС - 89 и к разделу 4 “Ввод атомной станции в эксплуатацию” “Правил ядерной
безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74”**

А. Правила ядерной безопасности реакторных установок атомных станций. ПНАЭ Г 1-024-90

ВВЕДЕНО В ДЕЙСТВИЕ С 1 января 2000 года

Содержание изменения:

1. На свободном поле титульного листа ПБЯ РУ АС - 89 ниже его наименования записать: “Действует с изменением № __ (см. постановление Госатомнадзора России от “___” _____ 19__ г. №). Изменены: раздел “Основные определения” - пункты 38,60, пункты 1.1, 1.4, 2.1.1, 2.1.2, 2.1.5, 2.1.8, 2.1.10, 2.1.16, 2.7.2.15, 3.1, 3.2, 3.3, 3.6, 3.9, 3.12, 3.13, 3.23, название раздела 4, 4.1, 4.2, 4.5, 4.6, 4.10, приложение. Внесен пункт 65 в раздел “Основные определения”.

2. Пункт 38. Раздел “Основные определения”.

Заменить последнее предложение “Границы РУ определяются Генеральным конструктором РУ, Генеральным проектировщиком и Научным руководителем и представляются в составе технического проекта РУ” предложением “Границы РУ определяются разработчиками проектов РУ и АС и указываются в техническом проекте РУ”, после чего пункт читать в редакции:

“38. РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА ** - комплекс систем и элементов АС, предназначенный для преобразования ядерной энергии в тепловую, включающий реактор и непосредственно связанные с ним системы, необходимые для его нормальной эксплуатации, аварийного охлаждения, аварийной защиты и поддержания в безопасном состоянии, при условии выполнения требуемых вспомогательных и обеспечивающих функций другими системами станции. Границы РУ определяются разработчиками проектов РУ и АС и указываются в техническом проекте РУ”.

3. Пункт 60. Раздел “Основные определения”.

Читать в редакции:

“60. ЭКСПЛУАТИРУЮЩАЯ ОРГАНИЗАЦИЯ АС - организация, созданная в соответствии с законодательством Российской Федерации и признанная соответствующим органом управления использованием атомной энергии пригодной эксплуатировать АС и осуществлять собственными силами или с привлечением других организаций деятельность по размещению, проектированию, сооружению, эксплуатации и выводу из эксплуатации АС, а также деятельность по обращению с ядерными материалами и радиоактивными веществами.

Для осуществления этих видов деятельности эксплуатирующая организация должна иметь лицензии Госатомнадзора России”.

4. Внести пункт 65 в раздел “Основные определения”.

“65. РАЗРАБОТЧИК ПРОЕКТА АС (РУ) - организации, разрабатывающие проект АС (РУ) и обеспечивающие его научное сопровождение (генеральный конструктор, генеральный проектировщик, научный руководитель)”.

5. Пункт 1.1.

В первом предложении заменить аббревиатуру “СССР” словами “Российской Федерации”.

6. Пункт 1.4.

В первом предложении заменить аббревиатуру “СССР” словами “Российской Федерации”.

7. Пункт 2.1.1.

Заменить аббревиатуру “СССР” словами “Российской Федерации”.

8. Пункт 2.1.2.

1) Первое предложение исключить.

2) Заменить во втором предложении слова “должны согласовываться с Госпроматомнадзором СССР” словами “должны быть согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России”, после чего пункт читать в редакции:

“2.1.2. Изменения состава, конструкции и(или) характеристик РУ и систем РУ, важных для безопасности, а также изменения пределов и условий, установленных техническим проектом РУ и технологическим регламентом эксплуатации РУ, должны быть согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России до их введения на РУ”.

9. Пункт 2.1.5.

Заменить слова “мероприятия по снятию РУ с эксплуатации” словами “мероприятия по выводу РУ из эксплуатации”, после чего пункт читать в редакции:

“2.1.5. В техническом проекте РУ должны быть предусмотрены мероприятия по выводу РУ из эксплуатации с соблюдением требований настоящих Правил”.

10. Пункт 2.1.8.

Заменить слова “должен разрабатываться Генеральным конструктором РУ, согласовываться Генеральным проектировщиком АС и Научным руководителем” словами “должен составляться разработчиком проекта РУ и согласовываться в установленном порядке разработчиками проекта АС”, после чего пункт читать в редакции:

“2.1.8. Основным документом по обоснованию ядерной безопасности РУ каждого энергоблока АС является раздел технического проекта РУ “Техническое обоснование безопасности РУ”, который должен составляться разработчиком проекта РУ и согласовываться в установленном порядке разработчиками проекта АС”.

11. Пункт 2.1.10.

1) Заменить слова “Генеральным конструктором РУ” словами “разработчиком проекта РУ”.

2) Заменить слова “Научным руководителем, Генеральным проектировщиком АС” словами “разработчиками проекта АС”.

3) Исключить слова “и Госпроматомнадзором СССР”, после чего пункт читать в редакции:

“2.1.10. По результатам физического и энергетического пусков, а также опыта эксплуатации каждого энергоблока АС разработчиком проекта РУ должны производиться корректировки ТОБа РУ и технологического регламента эксплуатации РУ, которые должны быть согласованы с разработчиками проекта АС”.

12. Пункт 2.1.16, третий абзац.

1) Заменить в первом предложении слова “распространенными в СССР” заменить словами “распространенными в Российской Федерации”.

2) Заменить во втором предложении слова “согласованы с Госпроматомнадзором СССР” словами “согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России”, после чего третий абзац пункта читать в редакции:

“Допустимые пределы повреждения ТВЭЛов приведены в Приложении “Дополнительные требования по безопасности АС с наиболее распространенными в Российской Федерации типами реакторных установок”. Для других и создаваемых вновь РУ АС дополнительные требования по безопасности должны быть согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России”.

13. Пункт 2.7.2.15.

Исключить пункт.

14. Пункт 3.1, второй абзац.

Заменить слова “разрабатываются Генеральным конструктором РУ” словами “составляются разработчиком проекта РУ”, после чего второй абзац пункта читать в редакции:

“3.1. Технологический регламент эксплуатации РУ, регламент технического обслуживания и ремонта оборудования РУ, а также регламент проверок и испытаний систем РУ, важных для безопасности, составляются разработчиком проекта РУ на основании технического проекта РУ”.

15. Пункт 3.2.

1) Заменить слова первого абзаца “разработанными персоналом” словами “разработанными администрацией”.

2) Второй абзац “Инструкция по эксплуатации РУ должна быть согласована с Генеральным конструктором РУ, Научным руководителем, Генеральным проектировщиком АС и утверждена главным инженером АС” читать в редакции: “Инструкция по эксплуатации РУ должна быть согласована с разработчиками проектов РУ и АС и утверждена Главным инженером АС”, после чего пункт читать в редакции:

“3.2. Эксплуатация реакторной установки должна проводиться в соответствии с инструкцией по эксплуатации РУ и инструкциями по эксплуатации систем и оборудования РУ, разработанными администрацией АС на основании проектно-конструкторской документации и технологического регламента эксплуатации РУ, откорректированных по результатам физического и энергетического пусков и опыта эксплуатации. Инструкция по эксплуатации РУ должна быть согласована с разработчиками проектов РУ и АС и утверждена Главным инженером АС”.

16. Пункт 3.3.

Читать в редакции:

“3.3. Изменения в проектную документацию и конструкцию РУ, влияющие на ядерную безопасность, в том числе изменения, вызванные результатами физического и энергетического пусков, должны быть обоснованы и внесены в документацию в порядке, установленном для разработки этой документации. Не допускается реализация этих изменений на РУ до их утверждения эксплуатирующей организацией, согласования Минатомом России и одобрения Госатомнадзором России.

До начала эксплуатации должен быть оформлен паспорт на РУ. Форма паспорта и объем вносимой в него информации устанавливается Госатомнадзором России.

Изменения параметров, указанных в паспорте на РУ, требуют оформления нового паспорта. Эти изменения должны быть предварительно согласованы разработчиками проекта РУ”.

17. Пункт 3.6.

Исключить текст, начиная со слов “согласованным Научным руководителем”, и до конца пункта.

Дополнить пункт следующим:

“Программы и методики должны быть согласованы разработчиками проекта РУ и АС, утверждены эксплуатирующей организацией, согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России.

Испытания, не предусмотренные технологическим регламентом эксплуатации РУ, инструкциями по эксплуатации РУ, должны быть разрешены эксплуатирующей организацией, согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России”.

Читать пункт в редакции:

“3.6. Любые испытания на реакторной установке, не предусмотренные технологическим регламентом эксплуатации РУ, инструкциями по эксплуатации РУ, систем и оборудования РУ, должны проводиться по программам и методикам, содержащим обоснование ядерной безопасности и меры по обеспечению ядерной безопасности этих испытаний.

Программы и методики должны быть согласованы разработчиками проекта РУ и АС, утверждены эксплуатирующей организацией и одобрены Госатомнадзором России.

Испытания, не предусмотренные технологическим регламентом эксплуатации РУ, инструкциями по эксплуатации РУ, должны быть разрешены эксплуатирующей организацией, согласованы Минатомом России и одобрены Госатомнадзором России”.

18. Пункт 3.9.

Исключить пункт.

19. Пункт 3.12.

Первое предложение.

Исключить “(включая ядерную аварию)”.

Третье предложение “Инструкция должна быть согласована Научным руководителем, Генеральным конструктором РУ и Генеральным проектировщиком АС” читать в редакции “Инструкция должна быть согласована с разработчиками проектов РУ и АС”, после чего пункт читать в редакции:

“3.12. Для проектных аварий действия персонала должны определяться Инструкцией по ликвидации аварий на АС, разрабатываемой административным руководством АС на основе ТОб РУ и ТОб АС. В инструкции должны быть рассмотрены проектные аварии и разработаны меры по ликвидации последствий аварий. Инструкция должна быть согласована с разработчиками проектов РУ и АС”.

20. Пункт 3.13.

Заменить слова “должно быть согласовано с Научным руководителем, Генеральным конструктором РУ и Генеральным проектировщиком АС” словами “должно быть согласовано с разработчиками проектов РУ и АС”, после чего пункт читать в редакции:

“3.13. Для управления запроектными авариями в соответствии с проектными материалами должно быть разработано специальное руководство, которое должно быть согласовано с разработчиками проектов РУ и АС”.

21. Пункт 3.23, второе предложение.

Заменить слова “составленным на основании регламентов, разработанных Генеральным проектировщиком АС, Генеральным конструктором РУ и согласованных Научным руководителем” словами “и составленным на основании регламентов, выполненных разработчиками проектов РУ и АС”, после чего пункт читать в редакции:

“3.23. После завершения ремонта оборудования и систем РУ, важных для безопасности, должна быть проведена проверка характеристик данных систем на соответствие проектным характеристикам. Проверка должна проводиться по программам, разработанным административным руководством АС и составленным на основании регламентов, выполненных разработчиками проектов РУ и АС”.

22. Раздел 4.

Название раздела “Государственный надзор и контроль за соблюдением правил и ответственность за их нарушение” читать в редакции:

“Контроль за соблюдением правил и ответственность за их нарушение”

23. Пункт 4.1.

Исключить пункт.

24. Пункт 4.2.

Читать в редакции:

“4.2. Эксплуатирующая организация обязана осуществлять постоянный контроль за соблюдением требований настоящих Правил при вводе в эксплуатацию и эксплуатации РУ”.

25. Пункт 4.5, последнее предложение.

Заменить слова “в Госпроматомнадзор СССР” словами “в Госатомнадзор России”, после чего пункт читать в редакции:

“4.5. Периодически (не реже одного раза в год) приказом административного руководства АС должна назначаться внутренняя комиссия по проверке состояния ядерной безопасности на АС, в том числе выполнения требований настоящих Правил. Акт комиссии должен утверждаться административным руководством АС. В одном экземпляре акт направлять в Минатом России и в Госатомнадзор России”.

26. Пункт 4.6.

Читать в редакции:

“4.6. Эксплуатирующая организация и другие организации и предприятия, осуществляющие проектирование АС (РУ), разработку оборудования, его изготовление, сооружение и эксплуатацию АС (РУ), обязаны представлять органам Госатомнадзора России по их требованию информацию в виде проектных материалов, результатов исследований и расчетов, инструкций по эксплуатации и ремонту, актов о выполненных испытаниях и проверках систем (элементов), материалов по контролю качества изготовления элементов, сведений по подготовке персонала, сведений по эксплуатации систем (элементов), отказам работы элементов и результатам их анализа, а также другую информацию”.

27. Пункт 4.10.

Исключить пункт.

28. Приложение.

Заменить в названии приложения аббревиатуру “СССР” словами “Российской Федерации», после чего название читать в редакции:

“Дополнительные требования по безопасности АС с наиболее распространенными в Российской Федерации типами реакторных установок*”.

Б. Правила ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ- 04-74

Раздел 4. Ввод атомной станции в эксплуатацию

ВВЕДЕНО В ДЕЙСТВИЕ с 1 января 2000 года

Содержание изменения:

1. На свободном поле титульного листа ПБЯ-04-74 ниже его наименования записать: “Действует с изменением № ____ (см. постановление Госатомнадзора России от “___” _____ 19__ г. № ____).”

Изменены пункты: 4.2.3, 4.2.4, 4.2.6, 4.2.7, 4.2.14, 4.3.4, 4.3.6, 4.3.7, 4.3.10.

Исключен п.4.3 из Первоочередных изменений и дополнений к Правилам ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74, утвержденных Госатомэнергонадзором СССР, Минатомэнерго СССР, ГКАЭ СССР (июнь 1987 г.) и введенных с 01.07.87”.

2. Пункт 4.2.3.

1) Второй абзац, второе предложение:

“Программа разрабатывается представителями научного руководителя, главного конструктора проекта и представителем дирекции АЭС” читать в редакции:

“Программа физического пуска согласовывается с разработчиками проектов РУ и АС и утверждается эксплуатирующей организацией. Программа физического пуска должна быть согласована Минатомом России и одобрена Госатомнадзором России в установленном порядке”.

В последнем предложении второго абзаца после букв “...и т.д.” поставить точку, последующий текст исключить.

2) Третий абзац.

Читать в редакции:

“ *Методики проведения экспериментов в процессе физического пуска.* Методики экспериментов разрабатываются эксплуатирующей организацией с участием разработчиков проекта РУ”.

3) В четвертом абзаце последнее предложение читать в редакции: “Эксплуатирующая организация утверждает инструкцию по эксплуатации РУ и обеспечивает ее согласование с разработчиками проекта РУ”.

4) В пятом абзаце в первом предложении исключить слова “(в том числе ядерной аварии)”. Последнее предложение “Инструкция согласовывается с научным руководителем и главным конструктором проекта» читать в редакции: “Инструкция разрабатывается администрацией АС, согласовывается с разработчиками проекта РУ и утверждается эксплуатирующей организацией”.

5) В абзаце, который начинается словами “Должностные инструкции...”, заменить слова “дирекцией АЭС” словами “администрацией АС”.

6) Исключить абзац, который начинается со слов “Акт комиссии по ядерной...”, после чего пункт читать в редакции:

“4.2.3. Для проведения физического пуска должна быть подготовлена следующая документация:

Программа физического пуска. Программа физического пуска согласовывается с разработчиками проектов РУ и АС и утверждается эксплуатирующей организацией. Программа физического пуска должна быть согласована Минатомом России и одобрена Госатомнадзором России в установленном порядке. В программе определяется порядок проведения загрузки реактора штатными ТВС и достижение критического состояния, дается описание экспериментов и порядок их проведения. Программа физического пуска должна содержать ожидаемые значения критических загрузок, критических положений исполнительных органов СУЗ, их эффективность, оценки влияния на реактивность загружаемых ТВС, теплоносителя.

Методики проведения экспериментов в процессе физического пуска. Методики экспериментов разрабатываются эксплуатирующей организацией с участием разработчиков проекта РУ.

Инструкция по эксплуатации реакторной установки АС (технологический регламент). В инструкции должны быть изложены правила эксплуатации реакторной установки в различных режимах, пределы и условия безопасной эксплуатации АС. Эксплуатирующая организация утверждает инструкцию по эксплуатации РУ и обеспечивает ее согласование с разработчиками проекта РУ.

Инструкция по ликвидации аварий, определяющая действия персонала реактора и служб АС на случай аварии. Инструкция разрабатывается администрацией АС, согласовывается с разработчиками проекта РУ и утверждается эксплуатирующей организацией.

Инструкция по обеспечению ядерной безопасности при проведении физического пуска.

Инструкция по обеспечению ядерной безопасности при транспортировке, перегрузке и хранении свежего и отработанного топлива.

Техническая документация, включающая описание оборудования и систем, обеспечивающих ядерную безопасность.

Оперативная документация (оперативные журналы, журналы картограмм и т.д.).

Акты и протоколы испытания СУЗ и КИП реакторной установки.

Приказ о назначении научного руководителя физпуска, его заместителей и группы физического пуска.

Протоколы сдачи экзаменов сменным персоналом и контролирующими физиками (с учетом особенностей работ при физическом пуске).

Приказ директора АС о допуске к работе сменного персонала, сдавшего экзамены на рабочие места.

Должностные инструкции сменного персонала реактора и положение о контролирующем физике, утвержденные администрацией АС.

Акт рабочей комиссии о готовности систем, оборудования и подготовленности персонала к физическому пуску.

Разрешение Государственной приемочной комиссии на проведение физического пуска."

3. Пункт 4.2.4, второй дефис.

Заменить слова "- комиссией Госатомнадзора СССР" словами "- комиссией Госатомнадзора России", после чего пункт читать в редакции:

"4.2.4. Проверка готовности АС к физическому пуску проводится:

- рабочей комиссией;
- комиссией Госатомнадзора России".

4. Пункт 4.2.6, первый абзац.

Заменить первое предложение "Комиссия Госатомнадзора СССР проверяет..." предложением "Комиссия Госатомнадзора России проверяет: "

Второй абзац.

Исключить текст, начиная со слов "При отсутствии замечаний..." и далее до конца абзаца, после чего пункт читать в редакции:

"4.2.6. Комиссия Госатомнадзора России проверяет:

- техническую готовность АС к физическому пуску в соответствии с п.4.2.1;
- техническую документацию в соответствии с п. 4.2.3 (кроме последнего документа);
- подготовленность персонала к проведению физического пуска.

Результаты проверки комиссия оформляет актом, в котором отражает также недостатки по обеспечению ядерной безопасности при проведении физического пуска".

5. Пункт 4.2.7 читать в редакции:

"4.2.7. Государственная приемочная комиссия на основании акта рабочей комиссии о готовности систем и оборудования к физическому пуску, подготовленности персонала, акта об устранении замечаний комиссии Госатомнадзора России, а также на основании подтверждения Госатомнадзором России условий перехода от одного этапа к другому, определенных в лицензии на эксплуатацию блока АС и выполненных эксплуатирующей организацией, принимает решение о проведении физического пуска АС".

6. Пункт 4.2.14.

Заменить два последних предложения "Результаты физического пуска оформляются актом и отчетом. Один экземпляр акта и отчета направляются в Госатомнадзор СССР" предложением "Результаты физического пуска оформляются актом и отчетом, которые направляются в Госатомнадзор России и в Минатом России", после чего пункт читать в редакции:

“4.2.14. В процессе физического пуска должны быть получены экспериментальные данные о нейтронно-физических параметрах активной зоны, эффекты реактивности, характеристики органов регулирования, компенсации и защиты, определена последовательность извлечения органов СУЗ из активной зоны при пуске реактора. Результаты физического пуска оформляются актом и отчетом, которые направляются в Госатомнадзор России и в Минатом России”.

7. Пункт 4.3.4 читать в редакции:

“4.3.4. Программа энергетического пуска должна определять порядок его проведения, предусматривать испытания и отработку режимов работы энергоблока и проверку систем безопасности, предусмотренных проектом, в объеме и последовательности, обеспечивающих безопасный вывод реактора на номинальный уровень мощности, включая отработку безопасного прохождения переходных режимов на всех этапах освоения мощности. В программе энергетического пуска должны приводиться ожидаемые мощностные, температурные и другие эффекты реактивности, ожидаемая эффективность органов СУЗ, другие ядерно-физические, а также теплогидравлические характеристики РУ.

Для выполнения программы энергетического пуска администрация АС совместно с разработчиками проекта РУ разрабатывают методики проведения экспериментов и график энергетического пуска. Программа энергетического пуска утверждается эксплуатирующей организацией АС, согласовывается Минатомом России и одобряется Госатомнадзором России”.

8. Пункт 4.3.6.

1) Первый абзац.

Заменить первое предложение “Госатомнадзор СССР выдает разрешение с точки зрения обеспечения ядерной безопасности на проведение энергетического пуска на основании следующих документов:.. “ предложением “Для проведения энергетического пуска РУ должны быть подготовлены следующие документы:..”.

Первый дефис.

Заменить слова “согласованной с Госатомнадзором СССР программы энергетического пуска;” словами “программа энергетического пуска, согласованная Минатомом России и одобренная Госатомнадзором России;”.

Четвертый дефис .

Заменить слова “акта дирекции АЭС об устранении недостатков по замечаниям комиссии Госатомнадзора СССР, препятствующих проведению энергетического пуска (пункт 4.2.6)” словами “ акт администрации АС об устранении недостатков по замечаниям комиссии Госатомнадзора России, препятствующих проведению энергетического пуска (пункт 4.2.6)”.

2) Второй абзац.

Заменить слова “ Госатомнадзор СССР” словами “Госатомнадзор России”, после чего пункт читать в редакции:

“4.3.6. Для проведения энергетического пуска РУ должны быть подготовлены следующие документы:

- программа энергетического пуска, согласованная Минатомом России и одобренная Госатомнадзором России;
- акт рабочей комиссии о готовности АС к энергетическому пуску;
- отчет или акт по результатам физического пуска;
- акт администрации АС об устранении недостатков по замечаниям комиссии Госатомнадзора России, препятствующих проведению энергетического пуска.

В случае необходимости Госатомнадзор России направляет комиссию для проверки готовности АС к энергетическому пуску”.

9. Пункт 4.3.7 читать в редакции:

“4.3.7. Государственная приемочная комиссия на основании акта рабочей комиссии о готовности АС к энергетическому пуску, подготовленности персонала, акта администрации АС об устранении недостатков по замечаниям комиссии Госатомнадзора России, препятствующих проведению энергетического пуска, а также на основании подтверждения Госатомнадзором России условий перехода от одного этапа к другому, определенных в лицензии на эксплуатацию блока АС и выполненных эксплуатирующей организацией, принимает решение о проведении энергетического пуска АС”.

10. Пункт 4.3.10.

Заменить слова “Госатомнадзор СССР” словами “Госатомнадзор России”, после чего пункт читать в редакции:

“4.3.10. Результаты энергетического пуска оформляются в виде акта и отчета с рекомендациями по эксплуатации реактора. Один экземпляр акта и отчета направляются в Госатомнадзор России и в Минатом России”.

11. Во всем тексте заменить аббревиатуру «АЭС» аббревиатурой « АС».

12. Исключить пункт 4.3 из Первоочередных изменений и дополнений к Правилам ядерной безопасности атомных электростанций. ПБЯ-04-74, утвержденных Госатомэнергонадзором СССР, Минатомэнерго СССР, ГКАЭ СССР (июнь 1987 г.) и введенных с 01.07.87, в связи с переносом содержания этого пункта в пункт 7 настоящих Изменений № 1.

ИНФОРМАЦИЯ О РАБОТЕ РЕГУЛИРУЮЩИХ ОРГАНОВ

АТОМКОНСАЛТИНГ

Закрытое акционерное общество «Атомконсалтинг» создано 07 февраля 1997 года в соответствии с Федеральным Законом «Об акционерных обществах». Предпосылкой к его созданию, а также определению целей и видов деятельности Общества стали впервые сформулированные требования в Федеральном Законе «Об использовании атомной энергии» об ответственности за убытки и вред, причиненные радиационным воздействием юридическим и физическим лицам, здоровью граждан.

Основной целью деятельности Общества является участие в развитии страхового и аудиторского дела в области использования атомной энергии для обеспечения ядерной и радиационной безопасности.

Основными видами деятельности Общества являются:

- оказание консультационных и экспертных услуг юридическим и физическим лицам, в том числе иностранным;
- осуществление посреднических услуг по определению рисков нанесенного ущерба, а также услуг по обеспечению финансовых гарантий возмещения любых ущербов и вреда в случае инцидентов на объектах использования атомной энергии;
- осуществление посреднических операций по аудиторской, страховой и перестраховочной деятельности;
- осуществление маркетинговых и информационных услуг в соответствии с целями Общества;
- представление интересов иностранных фирм, организаций на территории Российской Федерации;
- оказание содействия в разработке и реализации достижений научно-технического прогресса в области регулирования ядерной и радиационной безопасности.

Помимо экспертно-консультационной деятельности в области страхования ядерных и радиационных рисков Общество является крупнейшим в России корпоративным агентом страховых компаний, осуществляющих страхование ядерных и радиационных рисков. В этой деятельности партнерами Общества являются ведущие страховые компании России: «Альянс-Гарантия», «Военно-страховая компания», «Восточно-Европейское страховое агентство», «ЖИВА», «Ингосстрах», «Инкорстрах», «Интеррос-Согласие», «Информстрах», «МАКС», «Промышленно-страховая компания», «Росгосстрах», «РОСНО», «Ингосстрах-Россия», «Сибатом», «Спасские ворота», «Уралпрос», «Чрезвычайная страховая компания», «Эко-Сфинкс», «Энергогарант», «Энергетическая страховая компания», «Страховое общество газовой промышленности «СОГАЗ», «ЛУКОЙЛ», «Русская компания страховой опеки», «Итиль».

Одновременно с выполнением агентских обязанностей Общество предоставляет страховым компаниям следующие услуги:

- предоставление потенциальным клиентам необходимой информации об условиях страхования гражданско-правовой ответственности за ядерный ущерб;
- предоставление имеющейся в распоряжении Общества нормативно-методической документации, в том числе документов Госатомнадзора России, относящихся к страхованию гражданско-правовой ответственности за ядерный ущерб;
- предоставление консультационных услуг для оценки факторов риска при заключении договоров страхования;
- сбор и обобщение статистических материалов, связанных со страхованием гражданско-правовой ответственности за ядерный ущерб;
- предоставление данных результатов мониторинга предприятия-Страхователя по обеспечению ядерной и радиационной безопасности.

Для реализации указанных задач Общество на договорных началах привлекает ведущих специалистов межрегиональных округов Федерального надзора России по ядерной и радиационной безопасности, Ассоциации делового сотрудничества с зарубежными странами в области использования и защиты от воздействия опасных веществ и материалов (АДС "ЭСКОД", г. Москва). Для комплексного решения возникающих в процессе работы проблем Общество официально сотрудничает с ОАО "Атомное страховое агентство" (г. Москва), Межотраслевым экспертно-сертификационным, научно-техническим и консультационным центром ядерной и радиационной безопасности (РЭСцентр, г.С-Петербург), аудиторской фирмой "Аудитинформ" (г. Москва), межрегиональным территориальным управлением информатизации и защиты (МТУИЗИ) Госатомнадзора России.

За двухлетний период деятельности Общество приняло участие в организации страхования гражданской ответственности более 300 эксплуатирующих организаций и объектов использования атомной энергии.

По поручению Госатомнадзора России в апреле 1997 г. Общество выполнило основной объем организационных работ по проведению первого в России международного Семинара по вопросам возмещения ядерного ущерба и ядерного страхования. Семинар получил высокую оценку российских и зарубежных специалистов.

Приоритетной задачей в области ядерного страхования явилось участие Общества в создании и организации деятельности Российского ядерного страхового пула. После организации Российского ядерного страхового пула Исполнительный Комитет Пула привлек Общество к выполнению работ по организационно-техническому обслуживанию аппарата Исполнительного Комитета. При этом Общество:

- создает условия для нормального функционирования аппарата Исполкома;
- проводит организационную работу по подготовке документов по вопросам, связанным с организацией деятельности Российского ядерного страхового пула;
- организует работу по обеспечению участников Пула экспертными материалами (частными заключениями, а также данными постоянного мониторинга за предприятиями-Страхователями;
- организует создание рабочих групп для оценки и дачи заключений по принимаемым на страхование рискам, для определения размера ущерба в результате страхового случая и выплатам страхового возмещения.

В настоящее время Общество завершает работу по созданию федеральной базы данных о предприятиях - объектах использования атомной энергии. Использование материалов этой базы в значительной мере облегчит деятельность страховых компаний по страхованию гражданской ответственности этих Страхователей за убытки и вред, причиненные радиационным воздействием.

Мы привыкли оправдывать надежды и доверие наших партнеров.

Публикуется на правах рекламы

МЕЖДУНАРОДНАЯ ИНФОРМАЦИЯ

От редакции. *Материал предоставлен и публикуется с любезного согласия компании Электриситэ де Франс*

ПОЛИТИКА И ПРИНЦИПЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВАБ В КОМПАНИИ ЭЛЕКТРИСИТЭ де ФРАНС (ЭДФ)

1. КОНТЕКСТ

В последние годы как во Франции, так и за рубежом Вероятностные Анализы Безопасности (ВАБ) и их применение² стали необходимыми по разным основаниям для проектировщиков станций, для эксплуатирующих организаций и для надзорных органов. Вначале они использовались в основном для анализа безопасности, впоследствии они стали играть роль инструмента, способствующего принятию решения при проектировании и эксплуатации ядерных блоков.

Действительно, благодаря особому методу исследования, основанному на качественной и количественной оценке опасных рисков (расплав активной зоны, радиоактивные выбросы или доза, полученная населением), ВАБ позволяют подтверждать или дополнять классические детерминистские анализы. Они оказывают помощь при ранжировании и определении действий, предпринимаемых с учетом существующего риска. В этом плане они способствуют оптимизации проектирования и эксплуатации блоков.

Во Франции ВАБ позволили оценить общий уровень безопасности эксплуатирующихся блоков, а также выявить потенциально слабые места, требующие доработки как на уровне проекта, так и на уровне эксплуатации. В настоящее время они все шире применяются в области эксплуатации для ранжирования мероприятий по результатам, вытекающим из накопленного опыта (например, вероятностный анализ инцидентов), или для совершенствования навыков эксплуатации (оптимизация техобслуживания по надежности). Что касается проектирования будущих блоков, они позволяют также корректировать выбор безопасности и проверять однородность системы (поколение N4, Европейский Реактор).

Чтобы эти типы анализов развивались в правильном направлении или не страдали излишком консерватизма, что сделает их неприемлемыми или исказит полученные результаты, нужно, чтобы ВАБ были максимально объективными и реалистичными.

Наконец, недавний опыт их использования в диалоге с Надзорным Органом по нормативным правилам (пересмотр безопасности по поколению 900) продемонстрировал интерес в определении модификаций по второму десятилетнему осмотру. При этом стало ясно, насколько сложным является их

² В тексте документа термин "ВАБ" будет обозначать сами ВАБ, а также их применение. Эти ВАБ составляют совокупность статистических и математических исследований, объединенных в исходную модель, они делают попытку оценить глобальный риск на основе вероятностных оценок исходных событий, отказов систем и аварийных последовательностей. Их применение – это специфические анализы, использующие в качестве основы либо результаты, полученные непосредственно из *исходных* ВАБ, либо производные результаты, полученные в ходе исследований *чувствительности*, которые способствуют изменению моделей или данных этих исходных ВАБ.

использование, а иногда и их трактовка, когда достигается предел утверждения моделей, гипотез или данных, или же когда в этот вопрос вплетаются организационные аспекты или человеческий фактор.

Если принцип ВАБ не подвергается сомнению, то следует и далее расширять их использование, применяя политику, которая позволит закрепить их вклад как в качестве инструмента, способствующего принятию решения или анализу безопасности, так и на уровне проектирования и эксплуатации. Точно так же, во избежание отклонений, в частности в сторону чрезмерной сложности, и для облегчения диалога между различными пользователями следует составить несколько правил, которые позволят использовать их с достаточным основанием. Эти правила должны касаться интерпретации исследований, их области утверждения и математических погрешностей, связанных с моделями, со знанием явлений и данных. Они должны также предусматривать тот факт, что преимущества, получаемые от новой организации работы, могут быть также приняты во внимание, хотя сама по себе она с трудом поддается моделированию.

Кстати говоря, ВАБ также использовались в других странах с той же общей задачей оценки уровня безопасности. Поэтому сопоставления с французскими ВАБ неизбежны. Во избежание поспешных выводов требуется согласовать международные подходы или, как минимум, выявить значимые различия.

2. ПОЛИТИКА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВАБ

ЭДФ, производящий электроэнергию на атомных станциях, должен проектировать и эксплуатировать свои блоки в надлежащих условиях безопасности и готовности с учетом экономических аспектов. Процесс принятия решений в ЭДФ должен опираться на анализ преимуществ и недостатков, включающий в себя как вопросы безопасности, так и готовности и стоимости. Таким образом, ЭДФ рассчитывает использовать ВАБ как инструмент оценки параметра безопасности не только для простой констатации соблюдения нормативных требований, но для укрепления и, в случае необходимости, для формализации обоснования своих решений перед надзорным органом.

В соответствии с международной практикой, в том числе и с политикой Nuclear Regulatory Commission в США, эти ВАБ должны позволить :

- отдать предпочтение усилиям, направленным на выявленные слабые места и адаптировать эти усилия в соответствии с оценкой имеющихся рисков;
- наиболее оптимально использовать ядерные блоки, их ресурсы и их средства;
- давать оценку степени консерватизма и, при необходимости, снижать бесполезные требования.

С другой стороны, сами по себе ВАБ не несут в себе политики или не ставят задач в области безопасности, они выступают на службе этой политики, которая определяется в ином месте (даже если в некоторых случаях они способствуют ее определению). *Постоянная забота пользователей будет заключаться в том, чтобы не подменить инструмент задачей.*

В каждой из этих областей данная политика дает основание для специфической проблематики и, как следствие, для решений и направлений различного характера.

2.1. Блоки парка эксплуатирующихся станций и станций поколения N4

2.1.1. Область совершенствования проектирования и эксплуатации

Термин "совершенствование проектирования и эксплуатации" включает в себя любой тип модификаций по отношению к начальному проекту, независимо от того, касаются ли они систем или оборудования, инструкций и документации по эксплуатации в нормальных или аварийных условиях.

Уровень безопасности французских ядерных блоков достаточно высок. Тем не менее, ЭДФ стремится повысить этот уровень, но при этом модификации ограничиваются местами, которые рассматриваются как уязвимые с точки зрения накопленного опыта и новых знаний. Если одна из задач эксплуатирующей организации состоит в совершенствовании своей системы при наличии достаточного обоснования, она должна выполнить ее только при условии, что ожидаемый результат будет убедительным. Поскольку ресурсы ограничены, то их следует распределять должным образом. Кроме того, увеличение количества модификаций приводит к сбоям, которые отрицательно сказываются на безопасности. Потеря в конечном итоге может оказаться значительно больше ожидаемого выигрыша. В этих условиях учет модификаций должен *действительно* рассматриваться как одна из задач безопасности.

ВАБ могут содействовать выбору модификаций, которые предстоит выполнить на блоках для решения ранее поставленных задач. Они действительно позволяют оценивать соответствие различных рассмотренных и рассматриваемых возможностей независимо от их происхождения, а также ранжировать их в плане снижения риска. При таком подходе гораздо важнее рассматривать относительное значение элементов, чем точное абсолютное цифровое значение. Решения по выполнению модификаций должны принимать в расчет все, что уже существует, также как и последствия изменения.

Идентификация этих мест выполняется, прежде всего:

- через "накопленный опыт", в ходе анализа инцидентов, имевших место по Парку станций и за рубежом, при этом, естественно, учитывается их воздействие с точки зрения риска;
- в ходе регулярных пересмотров безопасности, которые дают новую более глобальную и широкую оценку данному "накопленному опыту" и эволюции знаний.

В этом плане ВАБ – инструмент, позволяющий в первое время *выбрать для анализа наиболее срочные события или ситуации* (преобладающие последовательности в рамках периодического пересмотра, "предвещающие факторы" в рамках анализа инцидентов и т.д.) и на следующем этапе

произвести поиск (если необходимо) потенциальных модификаций в области эксплуатации или проектирования, достаточно эффективных в плане безопасности. Что касается предложенных к рассмотрению модификаций, то инструмент ВАБ может успешно способствовать выбору из нескольких технических вариантов по поставленной проблеме.

Точно также ВАБ могут применяться для оценки воздействия на безопасность ряда модификаций, происхождение которых вызвано иными заботами, чем безопасность (издержки, готовность, дозиметрия и т.д.).

Принимая в расчет накопленный опыт, уже утвержденные модификации или новые знания, ВАБы позволяют периодически обновлять:

- *общую оценку уровня безопасности* поколения станций в заданном состоянии: ВАБы, с учетом их области достоверности, выступают как средство (но не *единственное* и ни в коем случае не *абсолютное*), позволяющее оценить уровень безопасности ядерного блока;
- *выявление и ранжирование основных составляющих риска* для того, чтобы в первую очередь направлять усилия на возможно выявленные новые слабые места.

2.1.2. Область организации

Эксплуатация блоков (управление, обслуживание, испытания, организация и т.д.) представляет собой сложный спектр вопросов. Она требует проведения значительного числа мероприятий и выражается в большом количестве требований. Она приводит к использованию имеющихся средств, при этом их обоснованность с точки зрения риска, на устранение которого они направлены, не всегда подтверждена.

ЭДФ придерживается той точки зрения, что весьма желательно не отягощать без особых оснований эту совокупность требований и совершенствовать выделение имеющихся ресурсов в целях повышения безопасности, готовности и оптимизации расходов.

Находясь на службе этой политики, ВАБ будут способствовать совершенствованию практики эксплуатации, предлагая выполнить ряд мероприятий или внедрить некоторые требования. Они выделяют наиболее эффективные мероприятия и соответственно ограничат малозначимые. ВАБ будут способствовать оптимальному использованию ресурсов с учетом имеющегося риска (безопасность), сохраняя при этом конкурентоспособность (издержки, готовность).

Практически, в этой области они будут использоваться как дополнительная помощь в выборе модификаций в области проектирования и эксплуатации, которые были подготовлены для совершенствования инструкций и, более глобально, поведения персонала и его организации. Во всех этих случаях речь не идет о том, чтобы полностью переделать практику эксплуатации и проектирования с помощью вероятностного подхода, а скорее обосновать эту практику с использованием тех неоспоримых преимуществ, которые характерны для этого подхода.

2.2. Будущие блоки

Проектный подход основывается, в основном, на детерминистском проектировании, определяемом *заранее* заданными консервативными требованиями (пакетные исходные события, пределы, условное накопление событий).

Хотя ВАБ широко и используются при анализе безопасности, формально они не требуются для легальных процедур. Критерии, которые они используют, не кодифицированы *априори*, но они являются предметом технического обсуждения с надзорным органом. Тем не менее, международное соглашение, в том виде, в котором оно изложено в INSAG 3 и использовано в программе REP 2000, зафиксировало следующие установки по безопасности:

- Вероятность расплава активной зоны должна быть ниже, чем 10^{-5} в год, включая риски в состоянии останова и все типы событий, в том числе внутренние и внешние воздействия.
- Вероятность крупных выбросов должна быть ниже, чем 10^{-5} в год. Крупными выбросами считаются выбросы, составляющие около 0.1% от объема летучих продуктов распада активной зоны.

Эти общие задачи позволили определить промежуточные задачи, которые могут быть непосредственно использованы проектировщиком для составления предварительного проекта Европейского реактора:

- задача в 10^{-8} вероятности расплава активной зоны для внутренних событий при реакторе на мощности без учета воздействий;
- еще меньший вклад для состояний останова;
- задача в 10^{-7} вероятности расплава активной зоны в результате воздействия внутренних событий, связанных с ранней потерей контаймента.

Политика использования ВАБ для будущих блоков дополняет, таким образом, детерминистский подход. Она стремится включить ВАБ в анализ безопасности на стадии начального проектирования до всякого исполнения, когда имеются широкие возможности для принятия решений, а принимаемые решения опираются на преимущества и недостатки, свойственные каждому из рассматриваемых решений. Более того, на этом этапе нет негативного влияния вопроса безопасности при внесении какого-либо изменения.

Использование ВАБ при проектировании в действительности преследует две цели:

- удовлетворять общему уровню безопасности, оцененному по отношению к указанным выше задачам;
- проверять, с учетом поставленных задач, согласованность совокупности требований по системам и тем самым способствовать упрощению проектирования.

На этом этапе роль ВАБ состоит в том, чтобы задавать направления для проектирования систем, гарантируя тем самым достижение общих вероятностных задач по проекту, и выявляя ограничения по этим задачам, которые, помимо детерминистского подхода, будут проработаны в рамках "расширения проектирования". Что касается проекта European Pressurized Reactor, то речь идет об условиях RRC-A и RRC-B, которые рассматривают, соответственно, задачи расплава активной зоны и аварийных выбросов. Таким образом, появляется некое чередование детерминистского и вероятностного подходов на всем протяжении проекта :

- детерминистская концепция защитных систем, которая оптимизируется, благодаря поддержке вероятностных исследований типа уровень 1;
- окончательная вероятностная проверка типа уровень 1 для получения вероятностной задачи по расплаву активной зоны;
- полностью детерминистская концепция контаймента;
- окончательная вероятностная проверка типа уровень 2 для получения вероятностной задачи по радиоактивным выбросам.

Таким образом, ВАБ выступают одновременно и как инструмент, предшествующий анализу безопасности, и как инструмент оптимизации, позволяющий направлять усилия в плане надежности и солидности проектных выборов.

Анализ безопасности проектирования основывается на использовании глобальной модели, именуемой "эталонной моделью". Эта модель должна быть утверждена для анализа безопасности, то есть, ее результаты, в плане ранжирования и квантификации, должны быть согласованы с надзорным органом. Это согласование базируется на общих правилах разработки модели, на ее области соответствия и в последнюю очередь на противоречивом анализе обработки того или иного сценария.

Обоснование преобладающих критических последовательностей по отношению к поставленным задачам должно опираться на реалистическую оценку исходных событий и сценариев, а также на поддерживающие исследования по данным гипотезам.

3. ПРАВИЛА ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ВАБ

3.1. Основные принципы, пределы применения

Из всего вышесказанного можно выделить следующие основные моменты.

ВАБ являются дополнением к классическим регламентным детерминистским оценкам. При этом они не подменяют их и сами по себе не имеют регламентного характера. Их задача – убедиться, что не упущены важные моменты и ориентировать выборы. Ни одна из задач, которым способствуют ВАБ, не может быть достигнута исключительно за счет их использования.

Они не могут и не должны использоваться *только* в их области достоверности. В частности, не следует, чтобы они приводили к игнорированию данных, не учтенных при их разработке, или ограничений, вызванных погрешностями по рабочим гипотезам, моделям и/или данным.

При каждом их использовании следует обращать внимание на область соответствия результатов и пределы вероятностного подхода. Под "областью соответствия" нужно понимать следующее: количественный подход надлежащим образом используется в процессе принятия решения только в том случае, когда он имеет минимальную надежность. В противном случае, когда модели или параметры (физические явления, действия оператора и т.д.), сильно влияющие на результаты, не подтверждены расчетом или накопленным опытом, единственным выводом, сделанным из вероятностного анализа, может быть предложение снизить эти погрешности. Анализ и процесс принятия решения будут опираться в этом случае на другие средства.

ВАБ принимают в расчет человеческий и организационный факторы, по которым пределы погрешности весьма значительны. В этой области они должны в основном рассматриваться как инструмент, позволяющий ставить вопросы. При этом они дополняются более прагматичными анализами, которые учитывают профилактические меры и среднесрочные организационные линии обороны, практикуемые эксплуатирующей организацией.

Если результат вероятностного исследования приводит к решению, которое явно расходится с текущей практикой (или, например, с мнением инженера), то в этом случае следует пересмотреть достоверность гипотез, а также достоверность вероятностной модели.

Данные, гипотезы и используемые модели должны быть максимально реалистичными, чтобы не смешивать инструменты и преследуемые цели. Если невозможно избежать консервативных подходов, то следует постараться ясно выразить их и учесть при использовании результатов, выполняя, например, исследования по чувствительности. Слишком прямое преобразование консервативных подходов при проектировании, кроме того, что оно может исказить абсолютную оценку риска, может также, как это ни парадоксально, обосновать бесполезность того или иного положения и скрыть имеющуюся в нем потенциальную выгоду.

Тем не менее, снижение консерватизма не должно приводить к избыточному ослаблению оценок безопасности, сделанных по тому или иному сценарию. Оно должно проводиться максимально однородным образом по совокупности моделей, что позволит сохранить ее связность при глобальной оценке.

3.2. Руководящая документация ВАБ

Руководящая документация ВАБ по поколению станций определяется совокупностью трех требований:

- глобальная вероятностная задача, которая связана с риском, выраженным в терминах изученных исходных событий и оцененных последовательностей, которые совпадают с соответствующими задачами, выбранными INSAG 3;
- наличие представительной для поколения станций базовой модели ВАБ и характеристик, совместимых с проверкой поставленной задачи;
- проверка основных последовательностей модели в духе подхода типа "ALARP". Этот подход должен позволить выявить среди наиболее преобладающих последовательностей те модификации, которые имеют наиболее благоприятное соотношение затраты/прибыль.

Эта руководящая документация ВАБ и связанная с ней базовая модель представляют собой инструмент периодической оценки поколения станций по графику пересмотра безопасности и десятилетних осмотров:

- на этапе оценки соответствия, исходная модель, связанная с руководящей документацией, должна учитывать накопленный опыт исследований и эксплуатации;
- на этапе оценки руководящей документации последняя способна совершенствоваться за счет новых областей в рамках анализа ВАБ (определение риска, перекрываемого базовой моделью) или в ходе изменения вероятностной цели, связанной с уже измеренными рисками.

По истечении сроков пересмотра безопасности, несоблюдение глобальной задачи или подхода ALARP, описанного выше, может вылиться для ЭДФ в обязательство проанализировать преобладающие последовательности базовой модели поколения станций по выявленным отклонениям. Этот анализ может привести, в зависимости от обстоятельств, к status quo, к обоснованию отмены ряда консерватизмов исходной модели, или к потребности новых положений по установке или ее эксплуатации. Анализ должен проводиться настолько долго, насколько существует потребность соблюдения руководящей документации, задействованной по поколению станций. Он приводит к обновлению базовой модели.

Другие исследования ВАБ, проводимые для поддержки применения или в рамках специфических разработок, не связаны с руководящей документацией по безопасности поколения станций. Однако они способствуют размышлениям в ходе ее проверки в рамках оценки соответствия или при ее модификации в конце пересмотра безопасности.

ПУБЛИКАЦИИ МАГАТЭ

New Publications, Ed. International Atomic Energy Agency, Vienna, January 1999, № 67

1. Safety issues for advanced protection, control and human-machine interface systems in operating nuclear power plants, Safety Reports Series № 6, November 1998, 61 p.

Отчеты по безопасности для современных систем защиты, контроля и взаимодействия "человек-машина" на действующих АЭС. Международный опыт обеспечения безопасности и практика лицензирования; оценка эффективности подходов к современным модификациям систем управления существующими АЭС.

2. Developing safety culture in nuclear activities - Practical suggestions to assist progress, Safety Reports Series № 11, December 1998, 57 p.

Дополнение к документу INSAG-4 "Культура безопасности" (1991). Накопленный опыт и оценка практики применения этого понятия.

3. Evaluation of the safety of operating nuclear power plants built to earlier standards - A common basis for judgement, Safety Reports Series № 12, December 1998, 92 p.

Оценка безопасности действующих АЭС, построенных по ранее применявшимся нормам, - основа для принятия решений. Отчет дополняет документ Safety Guide № 50-SG-O12, Periodic safety review of operating nuclear power plants (1994). Практическая информация по обеспечению безопасности, согласование требований современных норм с практикой эксплуатации.

4. Design measures to facilitate implementation of safeguards at future water cooled nuclear power plants, Technical Reports Series № 392, January 1999, 94 p.

Проектные особенности, облегчающие применение гарантий МАГАТЭ для будущих АЭС с водоохлаждаемыми реакторами. Гарантийные критерии МАГАТЭ для существующих и будущих станций. Технические особенности гарантий, их подготовка и включение в общий объем информации, используемой при проектировании. Подходы к применению гарантий. Перечень вопросов, относящихся к проектной информации и представляемых в МАГАТЭ. Глоссарий.

5. Operating experience with nuclear power stations in member states in 1997. Jan.1999, 828 p.

Опыт эксплуатации АЭС в странах-членах МАГАТЭ в 1997 г. Ежегодный отчет, статистические данные по странам и по станциям (эксплуатация, производство электроэнергии, остановы).

6. Directory of nuclear research reactors 1998. January 1999, 761 p.

Nuclear research reactors in the world, Reference Data Series № 3, Jan. 1999, 119 p.

Справочные отчеты по исследовательским реакторам. Эксплуатируемые реакторы, остановы. Перечень реакторов, информация о которых не вполне достоверна. Проектируемые реакторы. Реакторы, выведенные из эксплуатации.

ОФИЦИАЛЬНЫЙ СТАТУС И СТРУКТУРА ГОСУДАРСТВЕННЫХ ОРГАНОВ ЯДЕРНОГО РЕГУЛИРОВАНИЯ В СТРАНАХ-ЧЛЕНАХ ОЕСД (ОРГАНИЗАЦИИ ЭКОНОМИЧЕСКОГО СОТРУДНИЧЕСТВА И РАЗВИТИЯ) И В РЯДЕ ДРУГИХ СТРАН

Status report on regulatory inspection philosophy, inspection organisation and inspection practices. - Prepared by the CNRA working group on inspection practices (WGIP), Ed. Organisation for Economic Cooperation and Development, Committee on nuclear regulatory activities OECD Nuclear Energy Agency, Paris, 1997, NEA/CNRA/R(97)3, OCDE/GD(97)140, 199 p.

Информационный отчет охватывает следующие страны, предоставившие свою информацию: Австралия, Аргентина, Армения, Белоруссия, Бельгия, Болгария, Бразилия, Венгрия, Великобритания, Германия, Индия, Испания, Италия, Казахстан, Канада, Китай, Южная Корея, Мексика, Нидерланды, Пакистан, Россия, Словакия, Словения, США, Украина, Финляндия, Франция, Швейцария, Швеция, ЮАР, Япония.

Описана система ядерного регулирования в каждой стране, финансирование регулирующего органа, бюджетная схема, программы инспектирования. Действия в период останова реакторов. Обеспечение эксплуатации в случаях отклонения от нормальных условий, система регистрации нежелательных событий. Аварийное планирование, действия в чрезвычайных обстоятельствах, роль инспектората и распределение ответственности.

Персонал инспектирующих органов, подбор и требования к квалификации и опыту предшествующей работы инспекторов, их подготовка, обучение на тренажерах. Уровень ответственности инспекторов внутри и вне их организации. Численность штата инспектирующего органа и привлекаемых со стороны экспертов и специалистов.

В качестве приложений приведены полные контактные адреса национальных регулирующих органов каждой страны с использованием различных средств связи (почта, телеграф, телефон, FAX, E-mail); графические схемы структуры регулирующих органов; схемы правительственной структуры каждой страны и место в ней органа ядерного регулирования; таблица общей численности штата каждого регулирующего органа с указанием численности технического персонала, административного персонала и инспекторов.

СОВЕРШЕНСТВОВАНИЕ ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНЫХ СТАДИЙ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА

E. Bertel and L. Van Den Durpel. Innovative alternatives for the back-end of the nuclear fuel cycle.- NEA Newsletter, 1998, vol. 16, № 2, p. 11-17

Ядерная энергетика, не сопровождающаяся появлением парникового эффекта, позволяет уменьшить риск глобальных климатических изменений. Разработанный Ядерным Энергетическим Агентством при Организации по Экономическому Сотрудничеству и Развитию (OECD/NEA) совместно с МАГАТЭ долгосрочный мировой сценарий развития ядерной энергетики до 2050 года предусматривает доведение суммарной мощности АЭС до 1000 GWe по сравнению с 350 GWe в настоящее время.

Образование и выбросы всех газов при ядерном топливном цикле во много раз меньше, чем при любом ином способе выработки электроэнергии. Например, АЭС США в 1973-1994 годах позволили на 1,5 млрд. т сократить выбросы соединений углерода. Если 75% американских АЭС смогут возобновить свои лицензии, то это позволит к 2035 году избежать 2,8 млрд. т дополнительных выбросов.

По такому сценарию мировое использование первичных энергоносителей к 2050 году составит 14 Гт условного топлива (нефтяной эквивалент); при этом суммарное производство электроэнергии достигнет 23000 TWh, в том числе 7850 TWh на АЭС, что составляет 35% (в настоящее время 17%). Потребность в природном уране будет зависеть от выбора типа реакторов и топливного цикла.

Ключевыми вопросами, влияющими на будущее ядерной энергетики, являются конкурентоспособность, безопасность, управление радиоактивными отходами с их захоронением, проблема нераспространения. Эти области находятся в фокусе научно-исследовательских программ, связанных с топливным циклом и эксплуатацией реакторов.

Хотя экономические параметры атомной энергетики улучшаются, АЭС в настоящее время сталкиваются с обостряющейся конкуренцией со стороны ТЭС, работающих на газе. Проектируемое снижение себестоимости электроэнергии меняется в широких пределах от страны к стране и в зависимости от выбранной технологии. Для угольных ТЭС это снижение составляет от 3 до 34%, для газовых - от 16 до 54%, а для АЭС - от 2 до 27%. На АЭС на стоимость топлива приходится примерно одна четверть себестоимости отпускаемой электроэнергии.

Таким образом, первоочередной задачей является удлинение кампании реакторов при уменьшении числа остановов каждого блока; снижение коллективной дозы облучения; а также повышение готовности станции при одновременном снижении эксплуатационных затрат. Например, для французских PWR-1300 MWe в настоящее время принята продолжительность кампании в 18 месяцев.

Принципиально важными направлениями совершенствования топлива в предстоящее десятилетие можно считать следующие:

- обеспечение высокой надежности топлива и снижение аварийности, вызываемой деформациями топливных сборок;
- производство топлива для современных реакторов, которые лучше функционируют с точки зрения взаимодействия топливных элементов с оболочкой, в результате чего несколько уменьшаются эксплуатационные осложнения;
- расширение производства топлива с использованием вторично переработанных оксидов урана и/или плутония (MOX-топлива и обогащенного вторичного урана - ERU-топлива), позволяющая получать такой же выход энергии при такой же глубине выгорания, что и при использовании обогащенного природного урана;
- разработка в предстоящем десятилетии топлива, позволяющего достичь глубины выгорания 60 ГВт-дней/т с целью улучшения экономических показателей активной зоны без создания

помех эксплуатации реактора и без снижения требований к его безопасности или к надежности твэлов (такими свойствами должен обладать европейский реактор с водой под давлением - EPWR).

Повышение глубины выгорания урана и плутония находится в фокусе развития топливной программы, поскольку влечет за собой экономически более эффективную эксплуатацию реактора. Но шаги в этом направлении наталкиваются на вопросы со стороны инспекции безопасности, которые относятся к верификации безопасности и требуют проведения дорогостоящих экспериментальных программ.

Обсуждение проблемы нераспространения сосредоточено на использовании плутония в топливном цикле. Оно также направлено против выбора топливного цикла закрытого типа. Когда становится ясно, что соответствующие системы безопасности могут быть применены для любого топливного цикла и на любом предприятии, в ходе научных исследований разрабатывается новый топливный цикл, более защищенный от несанкционированного распространения. Это делается с целью улучшения охраны и ее удешевления.

Еще одна проблема, которой следует уделить внимание в ближайшие годы, - нехватка квалифицированной рабочей силы. В настоящее время в большинстве стран существует приемлемый баланс между спросом и предложением квалифицированной рабочей силы. Однако следует предвидеть, что даже при нулевом приросте ядерных генерирующих мощностей будет все более сложно поддерживать подобный баланс в будущем. Развитие и применение усовершенствованных технологий в топливном цикле потребует создания соответствующих образовательных программ и может способствовать привлечению студентов к этим специальностям.

Вторичная переработка облученного топлива также как головная и конечная стадии топливного цикла - наиболее важные проблемы в настоящее время. Сегодня только вторичная переработка с использованием технологии Pigex позволяет достичь завершенности всего цикла. После сорока лет интенсивного ядерного развития и основных достижений общий подход к топливному циклу в качестве главной цели выдвигает существенное повышение его экономической эффективности.

К 2020-2030 годам MOX-топливо будет считаться стандартным, и будет общепринятым долгосрочное выдерживание облученного топлива легководных реакторов. Сохранится тенденция повышать глубину обогащения топлива, чтобы обеспечить экономически оптимальную глубину выгорания в 50-60 ГВт-дней/т. Столь значительное повышение глубины выгорания будет приводить к иным пропорциям образующихся продуктов деления и к некоторому росту количества актинидов в топливе, что может привести к эксплуатационным осложнениям на существующих АЭС.

Существующие технические условия на вторичную переработку урана требуют чрезвычайно высокой степени дезактивации, чтобы он мог быть повторно обогащен и переработан совместно со свежим ураном. Другие технологии вторичного обогащения в настоящее время разрабатываются, например, применение лазеров может понизить требования к химической чистоте, уменьшив таким образом образование загрязнений и связанные с этим утечки. При термическом способе получения MOX-топлива технические условия, особенности проведения процесса и разделение продуктов при переработке позволяют получить MOX-топливо весьма близким по своим свойствам к урановому топливу и таким образом свести к минимуму операции по вторичному лицензированию. Когда будет накоплен опыт по применению MOX-топлива, станет возможным смягчить требования технических условий для новых станций и снизить прямые и косвенные затраты.

Период пребывания топлива в реакторе и затем в бассейне выдержки составляет много лет; крупномасштабная вторичная переработка потребует десятилетий, и все это уже не относится к существующим предприятиям. Крупномасштабная вторичная переработка и обогащение в конце концов приведут к появлению очень больших количеств облученного MOX-топлива, что связано с переоборудованием существующих предприятий для вторичной переработки топлива реакторов на быстрых и тепловых нейтронах.

Вторичная переработка 10 000 т/год облученного топлива дает возможность уменьшить объем образующихся высокоактивных отходов (содержащих 99% активности) примерно на 3000 м³ по сравнению с применяемой технологией. Потребность в хранилищах для окончательного захоронения высокоактивных отходов сохранится, но если будет избран закрытый топливный цикл, то выбор площадок для установок вторичной переработки поблизости от этих хранилищ позволит свести к минимуму потребности в транспорте.

По такому сценарию вторичная переработка отработанного топлива с выделением и последующим использованием урана и плутония даст экономию около одной четверти объема свежего урана, что позволит сократить на 50 000 т ежегодную добычу урановой руды, а это, в свою очередь, эквивалентно 300 млн. т нефти или примерно половине современной потребности Западной Европы.

Вместе с тем, экономические изменения в период до 2050 года могут потребовать пересмотра стратегии вторичной переработки топлива, то есть баланса между наработкой и сжиганием плутония, и пересмотра роли быстрых реакторов. Современные реакторы на быстрых нейтронах считаются приемлемыми не только благодаря их способности к самоподдерживанию при наработке плутония, но и потому, что на них можно сжигать актиниды и даже изотопы урана и плутония. Эти долгоживущие актиниды оказывают максимальное влияние на окружающую среду при отправке отходов на захоронение. А наработка "чистого" плутония представляется идеальным средством для изготовления MOX-топлива для тепловых реакторов, позволяющим снизить потребность в свежем уране.

Существующая технология Pyrex для переработки облученного топлива не создает принципиальных препятствий проектируемому увеличению ядерных мощностей, но она должна быть усовершенствована для того, чтобы можно было перерабатывать актиниды.

Упомянутые технические новшества не смогут быть освоены до наступления 21-го столетия, но проводимые исследования уже позволяют выбрать наиболее обещающие направления развития. В зависимости от ядерной политики в каждой стране могут быть избраны две основные усовершенствованные технологии топливного цикла: производство топлива, пригодного для его последующего использования в усовершенствованном процессе переработки, и производство топлива для процессов, сопровождающихся сжиганием и вторичной переработкой актинидов.

При любом варианте выбора возникает вопрос о наиболее подходящей форме топлива. При сверхглубоком выгорании (выше 70 ГВт-день/т) топлива как и при сжигании актинидов требуется принятие мер по уменьшению образования газов и против распухания оболочек топливных элементов.

Потребность сжигания плутония в реакторах на тепловых и быстрых нейтронах влечет за собой разработку новых видов топлива, в частности топливных элементов на инертной основе, чтобы в максимальной степени повысить глубину выгорания. Топливный элемент на инертной основе (матрица) может быть нескольких типов, один из которых содержит композитное топливо - CER CER и CERMET. В этом случае топливо в виде окиси плутония представляет собой керамику (CER), смешанную в равном объемном соотношении с материалом инертной матрицы, которая в свою очередь может быть керамической (CER) или металлической (MET). Эти виды топлива в настоящее время изучаются главным образом во Франции. На основе таких матриц разрабатываются различные типы топливных сборок с целью достижения максимальной загрузки плутонием или максимальной глубины выгорания при минимальной модификации активной зоны и системы управления в стандартном PWR.

Дальнейшее совершенствование управления отработанным топливом ожидается за счет использования топливных матриц, в которых продукты деления и актиниды химически связаны. Разработки так называемого камнеподобного оксидного топлива (rock-like oxide fuel - ROX) для легководных реакторов ведутся Японским научно-исследовательским институтом по атомной энергии JAERI.

Сопоставимые исследования проводятся и по топливному циклу для быстрых реакторов. Плутоний и актиниды предполагается использовать в быстрых реакторах с применением гомогенного и гетерогенного процессов вторичной переработки топлива. Актиниды поддаются сжиганию при гомогенной переработке, при которой оксидное топливо с высоким содержанием плутония обогащается актинидами до 10%. В настоящее время ведутся интенсивные работы по гетерогенному процессу.

Уделяется внимание и другим направлениям. Например, нитридные виды топлива выглядят многообещающими благодаря высокой плотности тяжелых металлов, их высокой теплопроводности и высокой температуре плавления. В то же время неясно, существуют ли реальные пути решения проблемы актинидов без освоения новых технологий. Хотя топливные проблемы находятся на главном направлении развития ядерной энергетики будущего, ведущиеся по ним научные исследования весьма дороги и занимают много времени.

Некоторые концептуальные модели реакторов были предложены в последние десятилетия и в настоящее время их проекты должны быть переработаны в соответствии с текущей практикой и более точным определением потребностей ядерной энергетики. Это относится к жидкотемпературным реакторам на быстрых нейтронах и к высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам.

В частности, реактор на быстрых нейтронах, охлаждаемый жидким свинцом, с уран-плутониевым нитридным топливом может быть спроектирован как реактор с повышенной (внутренней) безопасностью и экономической эффективностью. Он может быть предназначен для получения тепловой энергии (водяной пар); может быть использован как потребитель плутония, получаемого при переработке топлива энергетических реакторов, и плутония оружейного качества, поступающего в рамках программы разоружения; и кроме того может использоваться для окончательного сжигания актинидов.

Модульный гелиевый реактор (MHR) - результат непосредственного сочетания небольшого реактора с газовой турбиной, работающей на гелии. Такое сочетание стало возможным благодаря развитию по следующим направлениям: высокотемпературные реакторы; крупные промышленные газовые турбины; магнитные подшипники; крупные теплообменники. Это при высоком уровне внутренней безопасности обещает уменьшение стоимости электроэнергии за счет повышения суммарного КПД цикла до 47%. Топливо, представляющее собой микросферы из оксикарида урана, покрытые слоями чистого углерода и карбида кремния, способно выдерживать очень высокую глубину выгорания (почти в 10 раз большую, чем в существующих реакторах). В топливе могут быть использованы различные комбинации делящихся материалов, в частности U-235 с Th-232, а также с плутонием, полученным из ядерного оружия или из переработанного топлива коммерческих реакторов.

ТЕКУЩИЕ ИССЛЕДОВАТЕЛЬСКИЕ ПРОЕКТЫ ПО ТЯЖЕЛЫМ АВАРИЯМ КТО ЧТО ДЕЛАЕТ?

*Royen J. Overview of current severe accident research projects. Who's doing what?
Nuclear Europe Worldscan, 1999, № 1-2, p. 42-43*

В ходе последних работ международных групп экспертов были выявлены следующие потребности в результатах исследований по тяжелым авариям:

- дополнительные экспериментальные данные по развитию плавления активной зоны (по этому вопросу отсутствует консенсус);
- данные крупномасштабных экспериментов и аналитический аппарат для оценки охлаждаемости обломков активной зоны внутри и вне корпуса реактора;
- оценка влияния старения на прочность защитной оболочки;
- влияние глубокого выгорания топлива и поступления воздуха на выход и распространение продуктов деления.

Результаты исследований необходимы для подкрепления аналитических моделей, для обоснования новых технических решений, для поддержки управления авариями, а также для улучшения обоснования лицензирования и анализов безопасности.

Основные действующие экспериментальные установки по исследованию тяжелых аварий перечислены ниже с кратким описанием их назначения. Этот список не является исчерпывающим.

Внутрикорпусные явления

Разрушение и плавление активной зоны

PNEBUS-FP, (Франция/СЕС) Интегральные эксперименты по исследованию развития повреждений активной зоны от обломков до образования бассейна расплава.

QUENCH, FZK (Германия) Повторное затопление перегретой активной зоны.

CODEX, KFKI (Венгрия) Переходный процесс с поступлением воздуха в активную зону реактора PWR.

Взаимодействие материалов активной зоны с днищем корпуса реактора

СОРО II, IVO (Финляндия) Теплопередача от бассейна расплава в полости днища реактора.

BALI, CEA (Франция) Коэффициенты теплопередачи между бассейном расплава и стенками.

SULTAN, CE (Франция) Удержание расплава в корпусе с помощью наружного охлаждения.

ALPHA, JAERI (Япония) Охлаждаемость обломков активной зоны в корпусе реактора.

EPR/FAI, (США) Охлаждаемость обломков активной зоны в корпусе реактора.

LHF, (ОЕСД/США) Механизмы разрушения днища реактора при высоких значениях температуры/давления.

RASPLAV, (ОЕСД/Россия) Тепловая нагрузка на днище реактора в присутствии расплава активной зоны, взаимодействия.

FARO, JRC (СЕС) Внутрикорпусное охлаждение расплавленных материалов заливом.

Взаимодействие расплава активной зоны с теплоносителем внутри и вне корпуса реактора.

BILLEAU, IPSN (Франция) Предварительное перемешивание.

DETHEX, IPSN (Франция) Процесс тонкой фрагментации и последующий взрыв.

MICRONIS, IPSN (Франция) Процесс тонкой фрагментации.

TREPAM, IPSN (Франция) Теплопередача между водой и мелкими фрагментами.

BERDA, FZK (Германия) Удар в крышку реактора большой пробки из верхних конструкций, движимых расплавом.

PREMIX, FZK (Германия) Фрагментация струи.

QUEOS, FZK (Германия) Предварительное перемешивание.

ALPHA, JAERI (Япония) Предварительное перемешивание, фрагментация струи, распространение.

FARO, JRC (СЕС) Фрагментация струи, интегральные эксперименты с прототипными материалами.

KROTOS, JRC (СЕС) Предварительное перемешивание, интегральные эксперименты с прототипными материалами.

Внекорпусные явления

Взаимодействие обломков активной зоны с бетоном

MACE, (Консорциум) Воздействие расплава на окружающие конструкции и его охлаждаемость.

Исследования процесса растекания расплава

CORINE, CEA (Франция) Растекание расплава (модельные материалы).

VULCANO, CEA (Франция) Растекание расплава (реакторные материалы).

COMAS, Siemenskamp Растекание и охлаждаемость расплава.

COMET, FZK (Германия) Растекание и охлаждаемость расплава.

DISCO, FZK (Германия) Растекание расплава (корпус и шахта PWR).
KAJET, FZK (Германия) Взаимодействие расплава с материалами и конструкциями в шахте реактора.

KAPOOL, FZK (Германия) Взаимодействие расплава с материалами и конструкциями в шахте реактора.

KATS, FZK (Германия) Растекание и охлаждаемость расплава.

FARO, JRC (СЕС) Растекание расплава (реакторные материалы).

Распространение и горение водорода

Перемешивание и распределение

C-Bubble, AECL (Канада) Крупномасштабная установка для изучения перемешивания газов (отдельные эффекты, процессы перемешивания).

CTF, AECL (Канада) Сообщающиеся сосуды для проверки водородной безопасности.

MISTRA, СЕА (Франция) Моделирование конденсирующих стенок, спринклерных систем, рекомбинаторов.

TOSQAN, IPSN (Франция) Оценка модели конденсации и осаждения на стенке.

Дефлаграционное горение

LSVCTF, AECL (Канада) Крупномасштабная вентилируемая испытательная установка по дожиганию водорода.

RUT, РНЦ КИ (Россия) Крупномасштабная испытательная установка по дожиганию водорода.

Переход от дефлаграции к детонации

RUT, РНЦ КИ (Россия) Крупномасштабная испытательная установка по дожиганию водорода.

BNL "hot tube", США/Япония Переход к детонации при повышенных температурах.

Работа пассивных рекомбинаторов

LSVCTF, AECL (Канада) Крупномасштабная установка с легким доступом и коротким рабочим циклом.

H2PAR, IPSN (Франция) Влияние аэрозолей веществ, моделирующих топливо.

KALI, СЕА (Франция) Испытания рекомбинаторов.

RECA, СИМАТ (Франция) Эффективность автокаталитических рекомбинаторов в присутствии аэрозолей.

Механическое разрушение днища реактора

KRAKATOA, СЕА (Франция) Распространение трещин и определение площади кинетического разрушения под действием давления.

RUPATHER, СЕА (Франция) Аналитические эксперименты на трубках из корпусной стали.

Продукты деления (ПД) и аэрозоли

Выход нелетучих ПД / выход ПД в корпус реактора на поздних стадиях аварии

NEVA/VERCORS, СЕА (Франция) ПД, выход актинидов и материалов из топлива при высоких температурах.

RHEBUS-FP, СЕС (Франция) Поведение ПД в первом контуре реактора и в защитной оболочке.

VEGA, JAERI (Япония) Выход ПД из облученного топлива при высоких значениях температуры/давления.

Выход реакторных материалов

EMAIC, IPSN (Франция) Кинетика высокотемпературного выхода из управляющих стержней, содержащих Ag-Cd-In.

Harrier, AEAT (Великобритания) Изучение выхода из бассейна расплава на поздних стадиях аварии с применением нерадиоактивных модельных материалов.

Поведение аэрозолей и йода в первом контуре и в защитной оболочке

VICTORIA, IVO (Франция) Установка для исследования ледового конденсатора и аэрозолей.

CIVAUX, EDF (Франция) Утечка аэрозолей и пара через крупномасштабные конструкции защитной оболочки.

PITEAS, IPSN (Франция) Поведение аэрозолей в условиях конденсации пара.

AIDA, PSI (Швейцария) Физика аэрозолей в пассивных защитных оболочках.

ARTIST, PSI (Швейцария) Поведение аэрозолей и йода во вторичной части парогенераторов PWR.

LSUFPT4, PSI (Швейцария) Поведение аэрозолей и йода при высоких температурах (транспорт и т.д.).

SIRIUS, PSI (Швейцария) Облучение йода (поведение элементарных и органических компонентов).

REVENT, (Швейцария) Повторный унос аэрозолей из воды приямка при сбросе давления.

Осаждение, повторное образование смесей и испарение в первом контуре

RNEBUS-FP, CEC (Франция) Поведение ПД в первом контуре.

WIND, JAERI (Япония) Поведение аэрозолей (осаждение, испарение); прочность трубопроводов.

Falcon, AEAT (Великобритания) Выход и перенос ПД.

STORM, JRC (CEC) Осаждение и повторное образование аэрозолей в трубопроводах.

TRANSAT, CEA (Франция) Перенос аэрозолей в крупных трубопроводах.

TUBA, CEA (Франция) Перенос аэрозолей в трубках парогенератора.

Улавливание в скруббере

PECA, CIEMAT (Испания) Очистка в скруббере (струйный и пузырьковый режимы).

Heron, AEAT (Великобритания) Удаление аэрозолей при условиях ударной турбулентности.

Sandriper, AEAT (Великобритания) Удаление аэрозолей в слое гравия.

Химия йода

RTF, AECL (Канада) Поведение и летучесть йода при облучении.

CAIMAN, IPSN (Франция) Поведение и летучесть йода при облучении.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ИССЛЕДОВАНИЕ ПРЕДЕЛОВ БЕЗОПАСНОСТИ И РЕАКТОРОВ С ВОДОЙ ПОД ДАВЛЕНИЕМ ПРИ ЗАПРОЕКТНЫХ АВАРИЯХ

Safety margins in pressurized water reactors for beyond-design accidents now experimentally verified.- Service & Fuel, ed. Siemens, 1998, vol. 1, № 4, p. 1-2

На испытательном стенде фирмы Сименс в Эрлангене были выполнены экспериментальные термо-гидравлические исследования по безопасности реакторов PWR в ходе запроектных аварий при некоторых граничных условиях, которые прежде не принимались во внимание.

До сих пор никто убедительно не объяснил, почему при аварии TMI-2 в 1979 году стенки корпуса реактора даже не начали плавиться, хотя около 20 т расплава из материала активной зоны скопилось в его нижней части и требовало отвода соответствующего количества тепла.

Сейчас уже точно установлено, что расплавленный материал активной зоны при контакте с водой, все еще остающейся в корпусе реактора, образует корку, в результате чего возрастают перепады температуры между этой пористой коркой и стенками корпуса. Экспериментально получено объяснение того, что происходит в подобных случаях. Эффект интенсивного охлаждения вызывается испарением воды; его достаточно для отвода тепла, и таким образом перегрева стенки корпуса реактора не происходит.

Для экспериментальной проверки наличия температурного скачка в процессе теплоотвода испытательный стенд был дополнен специально спроектированной тепло-гидравлической моделирующей схемой, позволившей получить трехмерную картину распределения критических значений теплоотвода по толщине стенки в зависимости от общего теплового потока и давления в том диапазоне изменений параметров, который наблюдался в ходе данной аварии.

Чтобы определить максимальное количество тепла, которое должно быть отведено, тепловой поток, идущий от имитатора материала активной зоны, увеличивался с помощью электронагревателей до тех пор, пока рост температуры поверхности, с которой происходит теплопередача, не достигнет точки начала кипения материала разрушенной активной зоны. При этом было установлено, что даже при очень малых температурных скачках большие количества тепла могут быть отведены охлаждающей водой. А если имитатор стенки корпуса реактора увеличить с целью повышения эффективности охлаждения, то можно обеспечить затопление водой всей области температурного скачка; и такой механизм охлаждения сможет предотвратить перегрев стенки корпуса реактора при авариях с расплавлением активной зоны.

ОСОЗНАНИЕ ЗНАЧИМОСТИ РИСКОВ ОТ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ ЕСТЕСТВЕННОГО ПРОИСХОЖДЕНИЯ, УЧАСТВУЮЩИХ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫХ ПРОЦЕССАХ НЕЯДЕРНЫХ ОТРАСЛЕЙ ПРОМЫШЛЕННОСТИ

Menon S. Growing awareness of the NORM risks from non-nuclear industries.- Nuclear Engineering International, Feb.1999, vol. 44, № 535, p. 14-16

Радиоактивные загрязнения окружающей среды с наибольшей тревогой воспринимаются общественностью как самый опасный вид загрязнений. Но эти виды риска в общественном восприятии связываются обычно с ядерной энергетикой. Вместе с тем, радиоактивные материалы естественного распространения - naturally occurring radioactive materials (NORM; в США аналогичный термин - TENORM), сопутствующие производственным процессам в неядерных отраслях, вносят основной вклад в коллективную дозу облучения населения. И управление процессами распространения таких материалов вместе с другими мерами должно в перспективе повлиять на охрану здоровья и безопасность.

Эти техногенные загрязнения могут иметь примерно такой же уровень активности, что и традиционно низкий уровень от "нормальных" выбросов ядерной энергетике, но могут значительно его превышать. В таблице 1 представлены объемы ежегодного производства источников TENORM в США и активность выбросов этих производств.

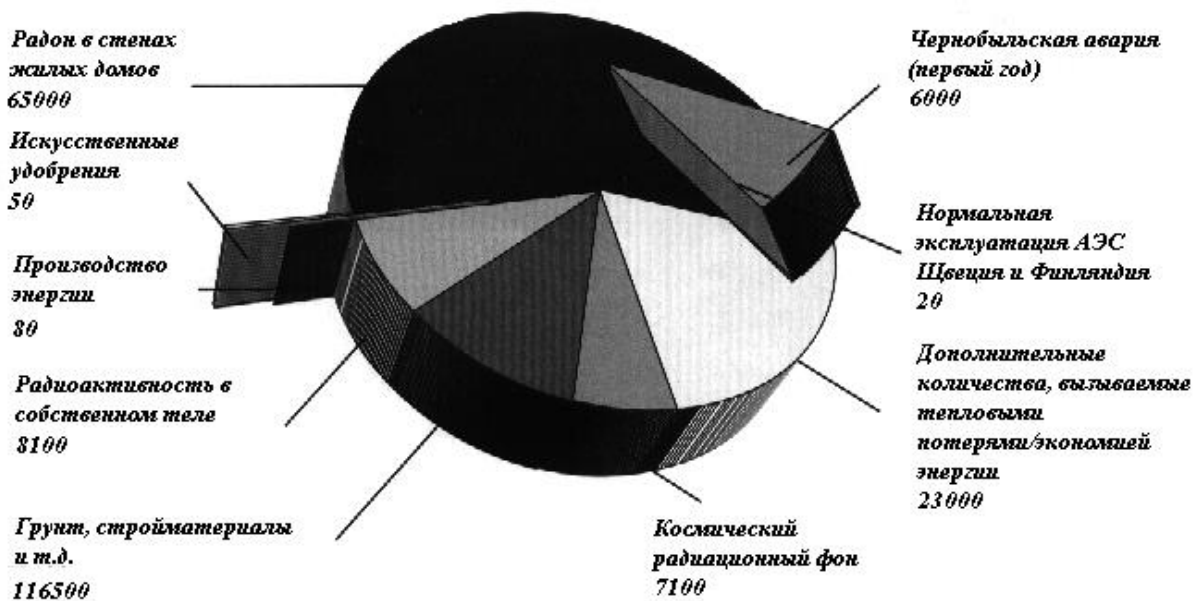
Таблица 1

Источник	Производство (т)	Активность U+Th+Ra (Bq/g)
Фосфаты	5×10^7	до 3700
Переработка нефти	$2,6 \times 10^5$	до 3700
Очистка воды	3×10^5	до 1500
Горная промышленность	10^9	до 1100

Другие промышленные процессы, сопровождающиеся значительными выбросами радиоактивных веществ - сжигание каменного угля, работа геотермальных электростанций и производство бумаги. При этом европейские статистические данные и тенденции их изменения сопоставимы с американскими.

Официальные органы пяти стран Северной Европы, ответственные за радиационную защиту, провели исследование характера NORM, интенсивности их распространения и величины коллективных доз облучения населения. Результаты иллюстрируются диаграммой:

Коллективная доза облучения в северных странах (чел.-Зв/год)



В первую очередь следует обратить внимание на соотношение величин годовой коллективной дозы облучения в двух северных странах - Швеции и Финляндии - от последствий Чернобыльской аварии в первый год после нее и от нормальной эксплуатации 16 энергетических реакторов в этих странах - уровни отличаются в 300 раз. При этом указанная на диаграмме доза 20 чел.-Зв/год относится к профессиональному облучению операторов; общая коллективная доза, получаемая населением от выбросов АЭС не превышает 1 чел.-Зв/год. Годовая доза 50 чел.-Зв, вызываемая применением искусственных удобрений, - это только доза от потребления пищевых продуктов, выращиваемых на удобряемых почвах; внешнее облучение сюда не включено. Приводимые данные не охватывают производство сопутствующих стройматериалов, в частности гипса, в то время как даже умеренное использование гипса в жилищном строительстве приводит к получению ежегодной коллективной дозы около 100 чел.-Зв.

Доза 80 чел.-Зв/год, вызываемая производством энергии при сжигании угля (главным образом в Дании) и торфа (главным образом в Финляндии), охватывает только радионуклиды в выбросах ТЭС. Не учтены эффекты, вызываемые использованием золы при изготовлении бетона, что увеличивает внешнее γ -излучение. Также не сделана оценка влияния муниципальных золоотвалов на радиологическую обстановку.

В Швеции специально проведенными исследованиями установлено, что работающая на брикетированных древесных отходах отопительная котельная мощностью 8 MW(t) в пересчете на один Gwh отпущенной тепловой энергии выбрасывает в атмосферу в семь раз больше радионуклидов, чем АЭС Barseback с двумя блоками BWR-500 (по 1800 MW(t) каждый). Радиационные выбросы этой котельной также в три раза превышают выбросы расположенной по соседству металлургической установки, переплавляющей дезактивированный металлолом, поступающий от АЭС.

Следует также учитывать различные критерии и нормы, применяемые в разных странах. Например, в Швеции для материала, поступающего из ядерной промышленности и выводимого из-под контроля, допустимый уровень активности составляет 0,5 Bq/g. В то же время для исключения контроля в неядерных отраслях норма Европейской комиссии (№ 84/467-1984) составляет 100 Bq/g или 500 Bq/g для "твердых естественных материалов". Уровень активности NORM для отходов нефтяной и газовой промышленности, выводимых из-под контроля в Нидерландах составляет 100 Bq/g, а в Германии - 500 Bq/g. Для неограниченного использования в дорожном основании щебня от бетона АЭС германскими нормами активность ограничивается 0,5 Bq/g, а для использования металлургического шлака от переплавки металлолома, полученного из нефтяной и газовой промышленности - 65 Bq/g (в этом случае предусмотрен фактор разбавления 4).

Европейской комиссией разработаны новые базовые стандарты радиационной защиты персонала и населения (№ 96/29-1996). Эти документы охватывают как ядерные, так и неядерные производства и подлежат ратификации странами-участницами до мая 2000 г. Работа над стандартами еще не закончена, но уже ясно, что базовым критерием для неограниченного применения материалов, получаемых из неядерных отраслей, станет индивидуальная доза 1 мSv/год, что в 100 раз выше показателя для аналогичных материалов, полученных из атомной промышленности.

В США проект о регулировании TENORM был представлен в феврале 1997 на конференции по радиационному контролю, в некоторых штатах он уже применяется, но общий федеральный подход еще не установлен.

Переделка металлолома связана с повышенным риском радиоактивного загрязнения получаемой стали. И хотя наиболее серьезные инциденты в металлургии США были связаны с попаданием в лом изотопов Co-60 и Cs-137, все же наибольший вклад в радиоактивность металлолома вносят именно TENORM. В ряде случаев приборы, осуществляющие радиационный мониторинг на сталеплавильных заводах, не могут различить радионуклиды естественного и искусственного происхождения. Поэтому радиоактивность как в ядерной отрасли, так и в неядерной, но связанной с возможным появлением радиоактивных материалов естественного происхождения (NORM), должна регулироваться по наиболее жесткому варианту.

Существующие международные рекомендации по неограниченному применению радиоактивных материалов основаны на критериях МАГАТЭ - Safety Series 89, которые в настоящее время пересматриваются. Ими устанавливается индивидуальная доза 10 мЗв/год и коллективная доза 1 чел.-Зв/год. Типовой уровень активности для материалов неограниченного применения примерно в 10 раз выше, нежели уровень активности материалов, выводимых из-под контроля. Это объясняется тем, что критерий свободного использования применяется к сравнительно небольшим количествам материала (1 - 10 т), в то время как вывод из-под контроля относится к существенно большим количествам (10000 т/год согласно европейским исследованиям).

Если радиоактивность должна строго контролироваться, то практически неосуществимо определение ее связи с уровнем выбросов в тех случаях, когда регулированию подлежат очень большие количества материалов, содержащих NORM (от 100 000 до 1 000 000 т).

Таким образом, распространение NORM представляет наибольший интерес при выводе ядерных объектов из эксплуатации, который сопровождается высвобождением огромных объемов материалов с очень низким уровнем активности, весьма близким к активности NORM.

Одна из главных проблем ядерной промышленности - ее искусственное отделение от других отраслей, также связанных с общественным риском. Как часть дискуссии о регулировании NORM может быть проведено непосредственное сравнение получаемых доз облучения в ядерной и прочих отраслях, и относительное влияние упомянутых факторов может быть распространено на перспективу. Это поможет наладить конструктивный диалог между "ядерщиками" и "защитниками окружающей Среды".

Раздел "Международная информация" подготовили: В. Антропов
С. Волковицкий
В. Цукерник

НТЦ ЯРБ располагает полными переводами следующих серий изданий по безопасности, опубликованных МАГАТЭ:

1. № 50-C/SG-Q. Обеспечение качества для безопасности атомных электростанций и других ядерных установок. Свод положений и Руководства по безопасности Q1 - Q14, 1998, 420 стр.

2. № 50-SG-01 (Rev. 1). Укомплектование кадрами атомных станций и подбор, профессиональная подготовка и допуск к работе эксплуатационного персонала. Руководство по безопасности. Публикация в рамках программы ПРНБ, 1995, 68 стр.

3. № 50-SG-07 (Rev. 1). Техническое обслуживание атомных станций. Руководство по безопасности, 1992, 75 стр.

4. № 50-SG-D10. Системы обращения с топливом и хранения его на атомных электростанциях. Руководство по безопасности. 1985, 57 стр.

5. № ST-1. Правила безопасной перевозки радиоактивных материалов. Серия норм безопасности, изд. 1996 года, 1998, 272 стр.

6. № 115. Международные основные нормы безопасности для защиты от ионизирующих излучений и безопасного обращения с источниками излучения, 1997, 382 стр.

Заказы на получение копий указанных переводов направлять в адрес НТЦ ЯРБ.

ФЕДЕРАЛЬНЫЙ НАДЗОР РОССИИ ПО ЯДЕРНОЙ И РАДИАЦИОННОЙ БЕЗОПАСНОСТИ

© ОРИГИНАЛ-МАКЕТ ПОДГОТОВЛЕН НТЦ ЯРБ

© Отпечатано в типографии Межрегионального территориального управления информатизации и защиты информации Госатомнадзора России, 1999

Технический руководитель издания В.В. Ярилов

Москва, 109147, ул. Таганская, д.34, телефон/факс 911 56 40

Подписано в печать 03.09.99г. Тираж 350 экз. Уч. изд. листов 6,73
