

Радиационные изменения бетонов шахты водо-водяных энергетических реакторов при продлении эксплуатации АЭС

А. В. Денисов

Московский государственный строительный университет

Аннотация: Выполнены расчетно-аналитические исследования влияния продолжительности работы АЭС при продлении их эксплуатации на радиационные изменения бетонов шахты водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) на различных заполнителях. Установлено, что при продлении эксплуатации АЭС с ВВЭР, радиационные изменения бетонов шахты реакторов могут быть соизмеримы с допустимыми изменениями бетонов или превышать их. Показано, что радиационные изменения этих бетонов возрастают с увеличением продолжительности эксплуатации и зависят от мощности реактора (440 или 1000 МВт), толщины «сухой» защиты вокруг корпуса реактора и материала используемого заполнителя бетона. Радиационные изменения у всех бетонов шахты АЭС с ВВЭР-440 будут более значительны, чем у бетонов АЭС с ВВЭР-1000. Установлено, что радиационные изменения бетонов шахты реакторов и максимальная продолжительность эксплуатации при использовании в бетонах заполнителей из различных горных пород значительно отличаются. При увеличении температуры эксплуатации радиационные изменения бетонов будут уменьшаться, а допустимое время эксплуатации АЭС - увеличиваться.

Ключевые слова: радиационные изменения, бетоны шахты реакторов, заполнители бетонов, горные породы, водо-водяные энергетические реакторы ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, продление эксплуатации АЭС

Введение

Особенностью бетонов радиационных защит, устраиваемых вокруг оборудования с источниками ионизирующих излучений, является воздействие на них потоков радиации. Под действием ионизирующих излучений, особенно нейтронов, вследствие, прежде всего, смещения атомов из узлов кристаллической решетки происходят радиационные деформации и изменения свойств бетонов [1-3], которые могут превышать допустимые значения. В связи с этим, вопросы радиационной стойкости бетонов при проектировании радиационной защиты имеют большое значение [4-6].

Радиационные изменения бетонов зависят от многих факторов. Кроме состава бетона, температуры эксплуатации, спектра и энергии частиц, особенно большое значение имеет флюенс нейтронов (количество нейтронов,

прошедших через единицу площади сечения материалов за весь период работы), определяющий относительное число смещенных атомов [3].

При достижении проектного срока эксплуатации действующих АЭС, помимо их снятия с эксплуатации рассматриваются вопросы продления их использования. Причем продление сроков эксплуатации является наиболее предпочтительным. Это объясняется тем, что установленный в шестидесятые годы XX века 30-летний срок эксплуатации АЭС был принят, исходя из консервативных подходов, отражающих отсутствие фактических данных по износу материалов и оборудования. Накопленный же опыт эксплуатации АЭС и исследований материалов и оборудования позволяет пересмотреть этот срок в большую сторону. Кроме того, продление сроков эксплуатации действующих АЭС позволяет сохранить достигнутые масштабы выработки электроэнергии в стране, провести при этом модернизацию АЭС, обеспечивающую повышение их уровня их безопасности и улучшить технико-экономические характеристики действующих энергоблоков [7, 8].

При продлении эксплуатации существующих атомных станций с водородными энергетическими реакторами (ВВЭР), мощностью 440 и 1000 МВт, увеличивается флюенс нейтронов, воздействующих на бетон радиационной защиты, поэтому радиационные изменения этих бетонов могут возрастать. Однако, в нормативном документе НП-017-18 «Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции» эти вопросы не рассматриваются. По-видимому, это связано со сложившимися на основании экспериментальных исследований 60-70 годов XX века [1,2] представлениями о том, что при флюенсах нейтронов, воздействиям которых подвергаются бетоны радиационной защиты реакторов АЭС (менее 10^{20} нейтрон/см² - на бетон «сухой» защиты и менее 10^{19} нейтрон/см² – на бетон шахты реактора), радиационные изменения бетонов не будут значимыми. Однако, результаты 60-70 годов XX века были получены после облучения в

исследовательских реакторах при повышенных температурах облучения, когда, вследствие повышенного отжига радиационных изменений, под действием нагревания, сопутствующего облучению, радиационные изменения занижались. Более поздние исследования, отраженные в [3], показали, что значимые радиационные изменения бетонов могут происходить в бетонах и при флюенсах, менее $1 \cdot 10^{20}$ нейтрон/см² и даже при флюенсах, менее $1 \cdot 10^{19}$ нейтрон/см², если температура облучения будет составлять несколько десятков °С. Температуры нормальной эксплуатации «сухой» защиты (первого защитного экрана, устраиваемого вокруг корпуса реактора вместо ранее используемого бака с водой) не превышают 120 °С, а шахты реактора (несущей биологической защиты) – не более 60 °С. В связи с этим, у бетонов радиационной защиты АЭС, радиационные изменения могут быть выше, чем считается. По этой причине при продлении эксплуатации АЭС необходимо устанавливать, какие радиационные изменения бетонов защиты АЭС будут при этом происходить и учитывать их при назначении сроков продления эксплуатации.

Применительно к бетонам «сухой» защиты ранее в работе [9] было выполнено расчетное исследование (аналитическое определение на основании существующих апробированных методов) определения влияния увеличения продолжительности и мощности реактора АЭС с ВВЭР-1000 на радиационные изменения бетона «сухой» защиты на заполнителях различного минерального состава. В этой работе показано, что радиационные изменения объема этого бетона при продолжительности эксплуатации 30 лет составляют около 0,17 - 0,5 %. При увеличении флюенса нейтронов и числа смещенных атомов в 1,7, 2,5 и 3,8 раза при увеличении времени эксплуатации и мощности реактора, радиационные изменения будут возрастать соответственно в 1,3 - 2,6, 1,5 – 4,9 и 2,1 – 12,5 раза в зависимости от минерального состава заполнителей. Эти результаты могут быть

использованы не только при проектировании новых АЭС, но и при установлении сроков продления эксплуатации существующих АЭС. Для этого могут быть использованы методики, описанные в работах [10-12].

Для бетонов шахты реакторов таких исследований не проводили. Однако это важно и для бетонов шахты реактора (биологической несущей защиты), так как хотя флюенс нейтронов, действующий на бетон шахты реактора после ослабления «сухой» защитой, гораздо ниже, чем во время «сухой» защиты, он эксплуатируется при меньших температурах.

В связи с этим, целью настоящей работы является установление на основании расчетно-аналитических исследований радиационных изменений бетонов на различных заполнителях шахты, реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 АЭС при продлении их эксплуатации.

Задачами работы являются:

1. Установление условий эксплуатации, состава и свойств бетонов, используемых в шахте реакторов существующих атомных станций с реакторами ВВЭР и их компонентов.

2. Проведение расчетно-аналитических исследований радиационных изменений бетонов шахты различных реакторов АЭС на разных заполнителях при продлении эксплуатации. Исследование влияния продолжительности эксплуатации АЭС и вида материала заполнителей на радиационные изменения бетонов шахты различных АЭС с реакторами ВВЭР и допустимой общей продолжительности работы этих АЭС при продлении эксплуатации.

Методика исследования

При проведении расчетно-аналитических исследований использовали экспериментально апробированные методы аналитического определения радиационных изменений бетонов и их составляющих, обобщенные и описанные в работе [3].

Расчеты радиационных изменений бетонов проводили в следующей последовательности.

Сначала выбирали круг бетонов, радиационные изменения которых требуется определить расчетным путем. Принимали составы и характеристики этих бетонов и их компонентов. Затем определяли радиационные нагрузки, действующие на бетон шахты реактора и принимали рассчитываемые продолжительности работы АЭС с учетом продления их эксплуатации. Далее на основании этих данных рассчитывали флюенсы нейтронов F и число смещенных атомов $n_{см}$ в материалах бетона шахты реакторов после различного времени эксплуатации. На основании условий нормальной эксплуатации шахты оценивали среднюю за время эксплуатации температуру бетона шахты $T_{ср}$. Наконец, на основании значений $n_{см}$ и $T_{ср}$, данных о заполнителях и параметрах исследуемых бетонов определяли их радиационные изменения.

Исходя из бетонов несущих и защитных конструкций атомных станций, и используемых для приготовления этих бетонов материалов [13], учитывая, что радиационная стойкость бетонов в наибольшей степени определяется видом, минеральным составом и структурой их заполнителей [3], при проведении исследований рассматривали портландцементные бетоны на заполнителях из следующих горных пород:

- Граниты и гранодиориты;
- Песчаники и кварциты;
- Диориты и андезиты с роговой обманкой;
- Диориты и андезиты с пироксенами;
- Плотные известняки и доломиты;
- Плотные окварцованные известняки.

Принятые усредненные по данным [14-16] значения минеральных составов, крупности зерен минералов, и модуля упругости горных пород -

заполнителей, а также шифры бетонов на этих заполнителях, приведены в табл. 1

Таблица 1. Принятые усредненные по данным [14-16] значения минеральных составов, крупности зерен минералов, и модуля упругости горных пород – заполнителей бетонов, а также шифры бетонов на этих заполнителях

| Шифр бетона | Наименование заполнителя | Минеральный состав | Средний размер зерен, см | Модуль упругости, 10^4 МПа |
|-------------|---------------------------------------|---|--------------------------|------------------------------|
| БГРиГД | Граниты и гранодиориты | Кварц-30% Микроклин, ортоклаз -30% Олигоклаз – 30% Роговая обманка – 10% | 0.5 | 6 |
| БПЧиКВ | Песчаники и кварциты | Кварц – 100% | 0.1 | 6 |
| БДРиАНр | Диориты и андезиты с роговой обманкой | Кварц – 10% Олигоклаз 75% Роговая обманка -15% | 0.3 | 7 |
| БДРиАНп | Диориты и андезиты с пироксенами | Кварц – 10% Олигоклаз 75% Пироксены* -15% | 0.3 | 7 |
| БГБиДБ | Габбро, базальты и диабазы | Лабрадор – 40% Пироксены* – 60% | 0.1 | 8 |
| БИЗиДЛ | Плотные известняки и доломиты | Кальцит – 50% Доломит – 50% | 0.1 | 6 |
| БКВИЗ | Окварцованные известняки | Кальцит – 35% Доломит – 35% Кварц – 30% | 0.1 | 6 |

* С помощью пироксенов рассматривали присутствие энстатита, так как его радиационные изменения несколько выше, чем диопсида и геденбергита.

Принимали, что бетоны имеют зрелый возраст (более 8 месяцев) и следующие наиболее типичные усредненные параметры:

- относительный объем щебня $V_{Щ} = 0,45$;
- песок получен путем дробления щебня и имеет модуль крупности 3;
- относительный объем песка $V_{П} = 0,25$;
- расходе цемента $C = 360 \text{ кг/м}^3$;
- расходе воды $B = 180 \text{ кг/м}^3$ (при $B/C = 0,5$).

Определение радиационных нагрузок, действующих на бетон шахты реактора, проводили на основании этих нагрузок на «сухую» защиту. Эта

защита расположена между корпусом реактора и стенами шахты, наиболее изучена и формирует условия эксплуатации бетона шахты.

На основании данных о плотности и спектре нейтронов, падающих на «сухую» защиту, представленных в «Методике нейтронного контроля на внешней поверхности корпусов водо-водяных энергетических реакторов АЭС. Рб-018-01 Госатомнадзор России Москва, 2001» для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, а также в работах [17, 18], для реакторов ВВЭР-1000 и в работе [12] для реактора ВВЭР-440 в расчетах принимали значения плотности потока нейтронов, представленные в таблице 2.

Таблица 2. Принятые в расчетах максимальные потоки нейтронов, падающие на «сухую» защиту реакторов АЭС

| Реактор | Интегральная плотность потока нейтронов, $\text{см}^{-2} \cdot \text{с}^{-1}$ с энергией более: | | | | | | | | | |
|-----------|---|-------------------|-------------------|----------------|---------------------|------------------|----------------|------------------|------------------|----------------|
| | Быстрые и промежуточные | 0,1 МэВ | 0,5 МэВ | 0,7 МэВ | 1 МэВ | 2,3 МэВ | 3 МэВ | 4,1 МэВ | 6,4 МэВ | 10,3 МэВ |
| ВВЭР-1000 | $2 \cdot 10^{10}$ | $8 \cdot 10^9$ | $6 \cdot 10^9$ | $3 \cdot 10^9$ | $2 \cdot 10^9$ | $2,3 \cdot 10^8$ | $2 \cdot 10^8$ | $7,5 \cdot 10^7$ | $2,2 \cdot 10^7$ | $4 \cdot 10^6$ |
| ВВЭР-440 | $1 \cdot 10^{11}$ | $5 \cdot 10^{10}$ | $4 \cdot 10^{10}$ | - | $1,5 \cdot 10^{10}$ | - | $2 \cdot 10^9$ | - | - | - |

На основании данных таблицы 2, по методу «сечения выведения» [19] с использованием метода определения накопления рассеянных нейтронов, описанного в работе [20], был выполнен оценочный расчет значений плотности потока нейтронов на наружной поверхности «сухой» защиты в результате ослабления при прохождении через «сухую» защиту.

При проведении расчетов плотность потока быстрых нейтронов, падающих на «сухую» защиту в соответствии с данными показанными в таблице 2 принимали равной $8 \cdot 10^9$ нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ – для реактора ВВЭР-1000 и $5 \cdot 10^{10}$ нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ – для реактора ВВЭР-440. По ведомственным нормам И.325-75 и И.325-84, действующим до 2015 года, принимали следующий технологический состав серпентинитового бетона: - серпентинитовый щебень 1100 кг/м^3 , серпентинитовый песок (галя) – 660 кг/м^3 , портландцемент – 330 кг/м^3 , вода – $В = 230 \text{ кг/м}^3$. На основании этого

химического состава и плотности компонентов, по тем же нормам с учетом содержания по данным [21] в бетоне после сушки 14,5% химически связанной воды от массы цемента, в расчетах использовали следующее содержание химических элементов в бетоне: Н – 30,9 кг/м³; AL - 10,14 кг/м³; Si- 365,31 кг/м³; Mg - 439,55 кг/м³; Fe - 24,28 кг/м³; Na- 0,86 кг/м³; К - 0,86 кг/м³; Са - 218,34 кг/м³; С - кг/м³; О - 1082,22 кг/м³; S – 3,44 кг/м³; Всего (плотность) – 2182 кг/м³.

По результатам расчетов плотность потока быстрых и промежуточных нейтронов Φ_{bn+pn} за «сухой» защитой, воздействующих на бетон шахты реактора составляют:

- $4,6 \cdot 10^8$ нейтрон/(см²·с) – за «сухой» защитой реактора ВВЭР-1000 монолитного бетона 700 мм и сборно-монолитной «сухой» защитой 725 мм
- $9,2 \cdot 10^8$ нейтрон/(см²·с) – за «сухой» защитой реактора ВВЭР-1000 толщиной 575 мм;
- $3,1 \cdot 10^9$ нейтрон/(см²·с) – за «сухой» защитой реактора ВВЭР-440 толщиной 700 мм.

Так как проектный срок эксплуатации АЭС первого и второго поколения составляет 30 лет, а третьего 60 лет, то радиационные изменения определяли после эксплуатации в течение 30 лет, 50 лет, 60 лет, 100 лет и 120 лет. Это позволило рассмотреть радиационные изменения в конце проектного срока эксплуатации (30 лет для АЭС 1 и 2 поколения и 60 лет АЭС 3-го поколения), а также при продлении продолжительности эксплуатации на 20 лет, 30 лет, 70 лет для АЭС 1 и 2 поколения и на 40 лет и 60 лет для АЭС 3-го поколения.

Расчетные значения флюенсов быстрых и промежуточных нейтронов F_{bn+pn} , быстрых нейтронов с энергией более 0,8 МэВ $F_{bn,0,8}$ и относительного количества смещенных атомов $n_{см}$ после различного времени эксплуатации вычисляли по формулам:

$$F_{\delta_{n+nn}} = k_u \varphi_{\delta_{n+nn}} t \quad (1)$$

$$F_{\delta_{n,0,8}} = F_{\delta_{n+nn}} k_{0,8} \quad (2)$$

$$n_{cm} = \bar{\sigma}_{cm} F_{\delta_{n+nn}}, \quad (3)$$

где t – продолжительность эксплуатации, с;

k_u - коэффициент использования мощности реактора, составляющий обычно 0,7 -0,9 и принимаемый в данном случае с запасом равный единице;

$k_{0,8}$ - доля нейтронов с энергией более 0,8 МэВ, доли единицы;

$\bar{\sigma}_{cm}$ - среднее для спектра нейтронов сечение смещения атомов в минералах заполнителей бетонов, см².

Исходя из спектров нейтронов, приведенных в таблице 2 и средних значений сечений смещения атомов в минералах заполнителей при различных энергиях нейтронов, представленных в работе [3], принимали:

- $k_{0,8} = 0,15$ – для ВВЭР-1000 и $k_{0,8} = 0,25$ – для ВВЭР-440;

$\bar{\sigma}_{cm} = 1360 \cdot 10^{-24}$ см² - ВВЭР-1000 и ВВЭР-440.

Расчеты радиационных изменений бетонов проводили по обобщенным и описанным в работе аналитическим методам [3], включающим методы определения радиационных изменений:

- бетонов по данным о радиационных изменениях их составляющих (заполнителей и цементного камня – гидратированной цементной пасты);

- материалов заполнителей по данным о радиационных изменениях кристаллов слагающих их минералов;

- минералов горных пород - заполнителей и цементного камня под действием нейтронов по данным о флюенсе и спектре нейтронов, температуре облучения.

При расчете радиационных изменений бетонов для установления их максимальных возможных значений принимали, что средняя за период эксплуатации температура T_{cp} составляет с учетом неравномерности

мощности реактора 25-27 °С (в расчетах принимали $T_{cp} = 26$ °С), так как температура нормальной эксплуатации не превышает 60 °С [13], а фактически даже у бетона опорной фермы составляет 44 - 45 °С при максимальной мощности реактора [22].

Для оценки значимости ожидаемых радиационных изменений бетонов шахты реакторов и оценки допустимой общей продолжительности АЭС с учетом продления эксплуатации, их сравнивали с возможными предельными их изменениями.

Допустимые изменения бетонов шахты реакторов оценивали, исходя из нижеследующих условий.

По данным работы [23], допустимая величина радиационного изменения размеров бетонов по образованию трещин составляет около 1%. В связи с этим, в качестве допустимой величины радиационных изменений объем бетонов по образованию трещин в конструкции может составлять величину $\left(\frac{\Delta V}{V}\right)_{Б.Д.} = 3 \cdot 1 = 3\%$.

Допустимое радиационное расширение бетона можно определить и по условию обеспечения прочности облицовки шахты под действием напряжений от расширения бетона.

При радиационном увеличении размеров бетона на величину $\left(\frac{\Delta \ell}{\ell}\right)_Б$ и отсутствии расширения у стали облицовки, вследствие большого различия в толщинах бетона шахты и облицовки растягивающие напряжения в облицовке $\sigma_{с.о.}$ приближенно можно определить по формуле:

$$\sigma_{с.о.} = \left(\frac{\Delta \ell}{\ell}\right)_Б E_c (1 - \nu_c) \quad (4)$$

где E_c и ν_c - модуль упругости и коэффициент Пуассона стали облицовки.

Допустимое радиационное расширение можно определить, исходя из формулы (4), если приравнять величину напряжения $\sigma_{c.o.}$ с расчетным сопротивлением стали на растяжение R_u по формуле:

$$\left(\frac{\Delta\ell}{\ell}\right)_{Б.Д} = \frac{R_u}{E_c(1-\nu_c)} \quad (5)$$

При $R_u = 480$ МПа, $E_c = 2,05 \cdot 10^5$ МПа и $\nu_c = 0,3$ для стали 09Г2С

$$\left(\frac{\Delta\ell}{\ell}\right)_{Б.Д} = 3,34 \cdot 10^{-3} = 0,334\%, \quad \left(\frac{\Delta V}{V}\right)_{Б.Д} = 3 \cdot 0,334 = 1,0 \%$$

Допустимые радиационно-термические изменения прочности в связи с тем, что фактическая прочность бетона может быть разной и может быть выяснена в каждом конкретном случае на основании специальных обследований, не могут быть установлены заранее.

Однако известно, что даже в сухой среде рост прочности бетона во времени составляет не менее 20%, поэтому допустимое снижение прочности может составлять -20 %. Но, если класс бетона по прочности при строительстве превышал минимально допустимый класс прочности, то может быть допущено более значительное изменение (меньшие величины остаточной прочности).

В большинстве случаев, как показала практика, фактическая прочность бетона конструкции превышает проектную. Поэтому с учетом повышения прочности бетона во времени, допустима относительная остаточная прочность гораздо большая, чем -20 %. Например, по данным [24] на 1-м блоке Балаковской АЭС при проектной прочности бетона 20 Мпа, исходная прочность составляла 40 МПа, а после 30 лет эксплуатации составила 52 МПа. Правда, при отжиге стали корпуса реактора, когда температура бетона шахты может достигнуть 90-100 °С, прочность может снизиться до 43-43 МПа. Но, даже с учетом этого, допустимое снижение прочности в указанном конкретном случае составит -53 %.

Таким образом, наибольшую важность имеет радиационное расширение. Допустимое увеличение объема может составлять $\left(\frac{\Delta V}{V}\right)_{Б.Д.} = 1 - 3\%$.

Результаты исследования и их обсуждение

Расчетные значения флюенсов быстрых и промежуточных нейтронов $F_{бн+пн}$, быстрых нейтронов с энергией более 0,8 МэВ $F_{бн.0,8}$ и относительного количества смещенных атомов $n_{см}$ после различного времени эксплуатации приведены в таблице 3.

Таблица 3. Расчетные значения флюенсов быстрых и промежуточных нейтронов $F_{бн+пн}$, относительно числа смещенных при облучении атомов $n_{см}$ и флюенсов нейтронов с энергией более 0,8 МэВ для бетонов шахты реакторов ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 с различной защитой перед шахтой от продолжительности эксплуатации

| Реактор и толщина «сухой» защиты перед шахтой реактора | Продолжительность эксплуатации, лет | $F_{бн+пн}$, нейтрон/см ² | $n_{см}$, доли единицы | $F_{бн.0,8}$, нейтрон/см ² |
|--|-------------------------------------|---------------------------------------|-------------------------|--|
| ВВЭР-1000 с монолитной «сухой» защитой 700 мм или сборной «сухой» защитой 725 мм | 30 | $4,4 \cdot 10^{17}$ | 0,0006 | $6,5 \cdot 10^{16}$ |
| | 60 | $8,8 \cdot 10^{17}$ | 0,0012 | $1,3 \cdot 10^{17}$ |
| | 100 | $1,5 \cdot 10^{18}$ | 0,0020 | $2,15 \cdot 10^{17}$ |
| | 120 | $1,8 \cdot 10^{18}$ | 0,0024 | $2,6 \cdot 10^{17}$ |
| ВВЭР-1000 с монолитной «сухой» защитой 575 мм в стальном баке | 30 | $8,8 \cdot 10^{17}$ | 0,0012 | $1,3 \cdot 10^{17}$ |
| | 60 | $1,75 \cdot 10^{18}$ | 0,0024 | $2,6 \cdot 10^{17}$ |
| | 100 | $2,9 \cdot 10^{18}$ | 0,004 | $4,3 \cdot 10^{17}$ |
| | 120 | $3,5 \cdot 10^{18}$ | 0,005 | $5,2 \cdot 10^{17}$ |
| ВВЭР-440 с монолитной «сухой» защитой 700 мм | 30 | $2,95 \cdot 10^{18}$ | 0,004 | $7,4 \cdot 10^{17}$ |
| | 60 | $5,9 \cdot 10^{18}$ | 0,008 | $1,48 \cdot 10^{18}$ |
| | 100 | $9,8 \cdot 10^{18}$ | 0,0125 | $2,45 \cdot 10^{18}$ |
| | 120 | $1,18 \cdot 10^{19}$ | 0,015 | $2,95 \cdot 10^{18}$ |

Полученные по результатам расчетов на основании значений n_{cm} и $F_{bn,0,8}$ радиационные изменения объема и прочности рассмотренных бетонов, в виде зависимостей от продолжительности эксплуатации при средней температуре 26 °С, приведены на рис. 1 – 3. Для объяснения различий в радиационных изменениях бетонов, на заполнителях из различных горных пород на рис. 4 приведено сравнение расчетного радиационного изменения объема различных минералов материалов заполнителей.

Видно, что радиационные изменения бетонов шахты реакторов возрастают с увеличением продолжительности эксплуатации и зависят при одинаковом времени эксплуатации от мощности реактора, толщины «сухой» защиты и вида используемого материала заполнителя.

Исходя из рисунков 1 - 3 видно, что радиационные изменения у всех бетонов шахты реактора АЭС с ВВЭР-440 будут более значительные, чем у бетонов шахты АЭС с ВВЭР-1000. Это связано с более высокими потоками нейтронов за корпусами и «сухой» защитой у АЭС с ВВЭР-440, чем у АЭС с ВВЭР-1000. Причем радиационные изменения бетонов на некоторых горных породах - заполнителях могут превышать предельные не только при больших значениях времени эксплуатации, но даже при нормативном сроке эксплуатации 30 лет.

Радиационные изменения у всех бетонов шахты АЭС с ВВЭР-1000 менее значительные. Однако наименьшие они у бетонов шахты АЭС с ВВЭР-1000 с «сухой» монолитной и сборной защитой толщиной 700 и 725 мм (возведенных до конца 80-х лет XX века). У бетонов шахты АЭС с ВВЭР-1000 «сухой» монолитной защитой толщиной 575 мм (возводимых с конца 80-х годов XX века) радиационные изменения выше, чем с «сухой» защитой толщиной 700 и 725 мм и ближе к радиационным изменениям бетонов шахты АЭС с ВВЭР-440.

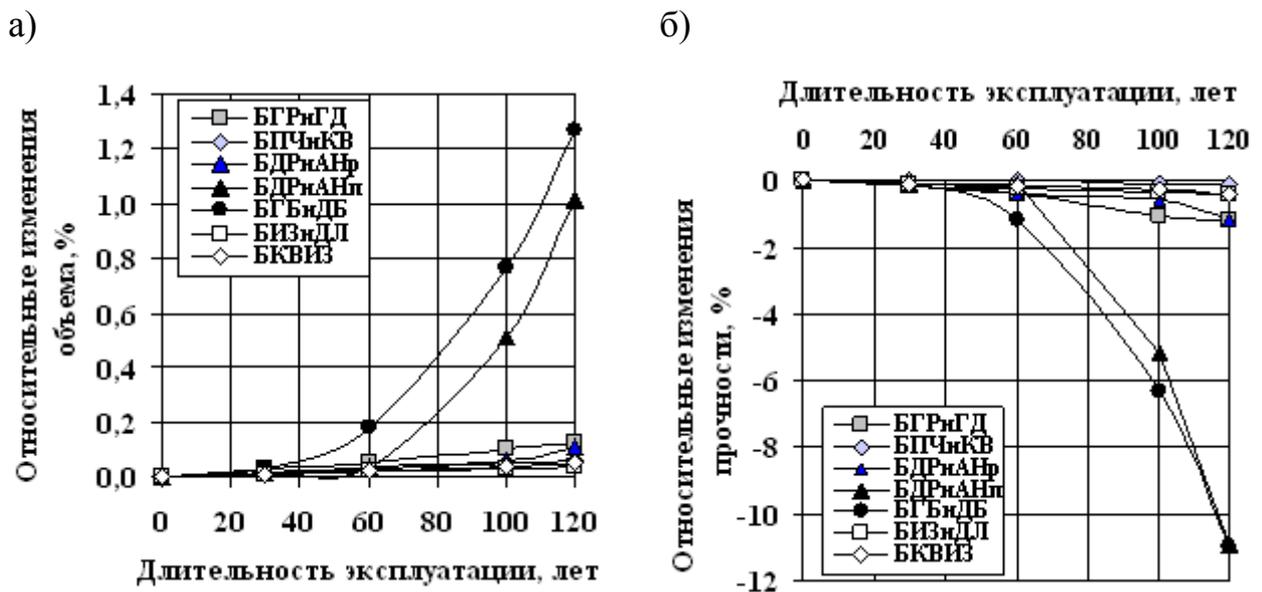


Рис. 1. Зависимость расчетного радиационного изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетонов на различных заполнителях шахты реакторов АЭС с ВВЭР-1000 с монолитной «сухой» защитой 700 мм и сборной сухой защитой 725 мм от продолжительности эксплуатации при $T_{cp} = 26$ °С.

Условные обозначения по табл. 1.

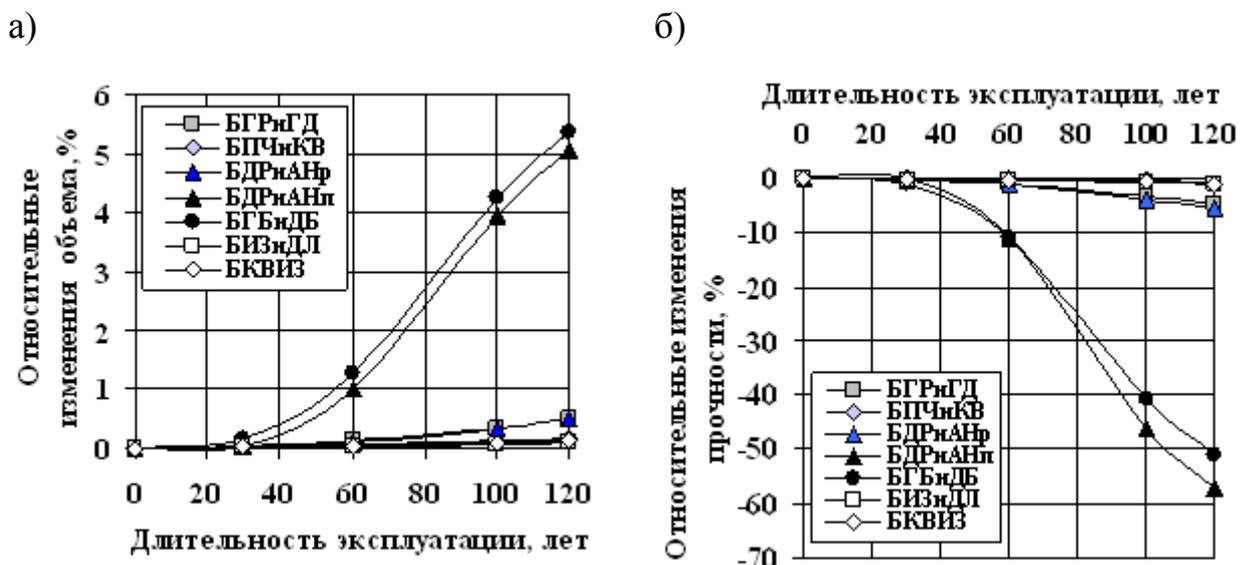


Рис. 2. Зависимость расчетного радиационного изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетонов на различных заполнителях шахты реакторов АЭС с ВВЭР-1000 с монолитной «сухой» защитой 575 мм от продолжительности эксплуатации при $T_{cp} = 26$ °С.

Условные обозначения по табл. 1.

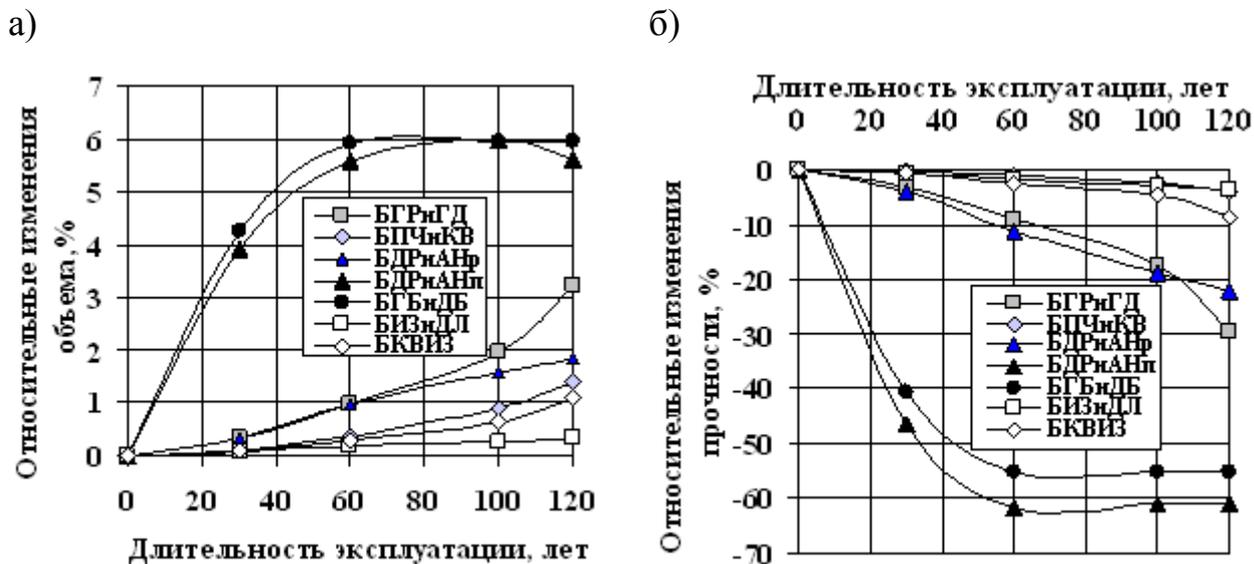


Рис 3. Зависимость расчетного радиационного изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетонов на различных заполнителях шахты реакторов АЭС с ВВЭР-440 с монолитной «сухой» защитой 700 мм от продолжительности эксплуатации при $T_{cp} = 26$ °С.
Условные обозначения по табл. 1.

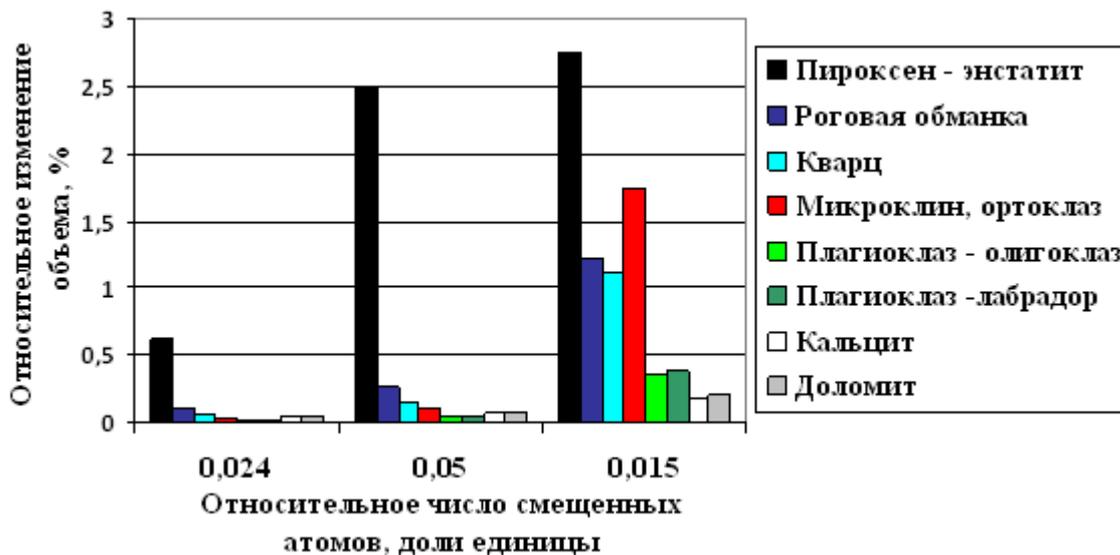


Рис. 4. Сравнение расчетного радиационного изменения объема минералов заполнителей от относительного числа смещенных атомов при $T_{cp} = 26$ °С

Если сравнивать радиационные изменения бетонов на разных заполнителях, то минимальные радиационные изменения происходят, и будут происходить, у бетонов на заполнителях из известняков и доломитов. Это объясняется тем, что радиационные изменения минералов кальцита и доломита, из которых состоят эти материалы, минимальны (рис. 4). Даже в шахте с реактором ВВЭР-440 радиационные изменения объема не превысят +0,3 %, а уменьшение прочности составит не более -3,5 % даже после 120 лет эксплуатации. Радиационные изменения бетонов на этих заполнителях в шахте любых реакторов и любой толщины «сухой» защиты не превысят предельных величин и не могут препятствовать продлению эксплуатации даже до 120 лет.

Радиационные изменения объема и прочности бетонов на заполнителях из окварцованных известняков и доломитов, а также из песчаников и кварцитов, приблизительно в 3, 5 - 4,5 раза выше и могут достигать +1,1 – 1,4 и -4 – -9 %. Это связано с тем, что радиационные изменения входящего в их состав минерала кварца более значительны, чем у кальцита и доломита (Рис. 4). Ограничения на продление эксплуатации у бетонов на этих заполнителях могут быть только у бетонов шахты реакторов АЭС с ВВЭР-440 – полная продолжительность не более 110 лет.

Радиационные изменения объема и прочности бетонов на заполнителях из гранитов, роговообманковых диоритов и андезитов еще выше и могут достигать +1,85 – 3,2 % и -22 – -30 %. Это объясняется тем, что радиационные изменения большинства минералов, входящих в состав этих материалов заполнителей (роговой обманки, микроклина-ортоклаза, кварца) выше, чем у минералов рассмотренных выше материалов (рис. 4). Ограничения на продление эксплуатации у бетонов на этих заполнителях

также могут быть только у бетонов шахты реакторов АСЭС с ВВЭР-440 – полная продолжительность не более 60 лет.

Радиационные изменения объема и прочности бетонов на заполнителях из пироксеновых диоритов и андезитов, а также из габбро, базальтов, диабазов, самые значительные и могут достигать +5,6 –5,9 % и -55 – -61 %. Ограничения на продление эксплуатации у бетонов на этих заполнителях могут быть при их использовании в шахтах реакторов всех типов и со всеми конструкциями «сухих» защит. Это связано со значительным превышением при рассмотренных температурах радиационного изменения минералов пироксенов над другими минералами (Рис. 4).

Причем, у бетона на пироксеновых диоритах и андезитах, а также габбро, базальтах, диабазов шахты реактора ВВЭР-440, предельные изменения объема могли возникнуть уже после семи лет эксплуатации. Так как еще эксплуатируемые АЭС с реакторами ВВЭР-440 работают уже более 30-50 лет, то, по-видимому, либо такие горные породы в качестве заполнителей бетонов из-за их небольшого распространения не использовали, либо средняя температура эксплуатации несколько выше рассмотренной, так как радиационные изменения с увеличением температуры уменьшаются. Так, по результатам расчетов при увеличении средней температуры эксплуатации с 26 °С до 30 °С и 40 °С радиационные изменения уменьшаются и составляют от радиационных изменений при 26 °С в зависимости от величины смещенных атомов (Рис. 5) от 0,07 до 0,53 при 30 °С и от 0,04 до 0,33 при 40 °С. Тогда, полная продолжительность эксплуатации бетонов на этих заполнителях в шахте АЭС с реакторами ВВЭР-440, может составить 70 лет при средней температуре эксплуатации 30 °С и 120 лет при средней температуре эксплуатации 40 °С.

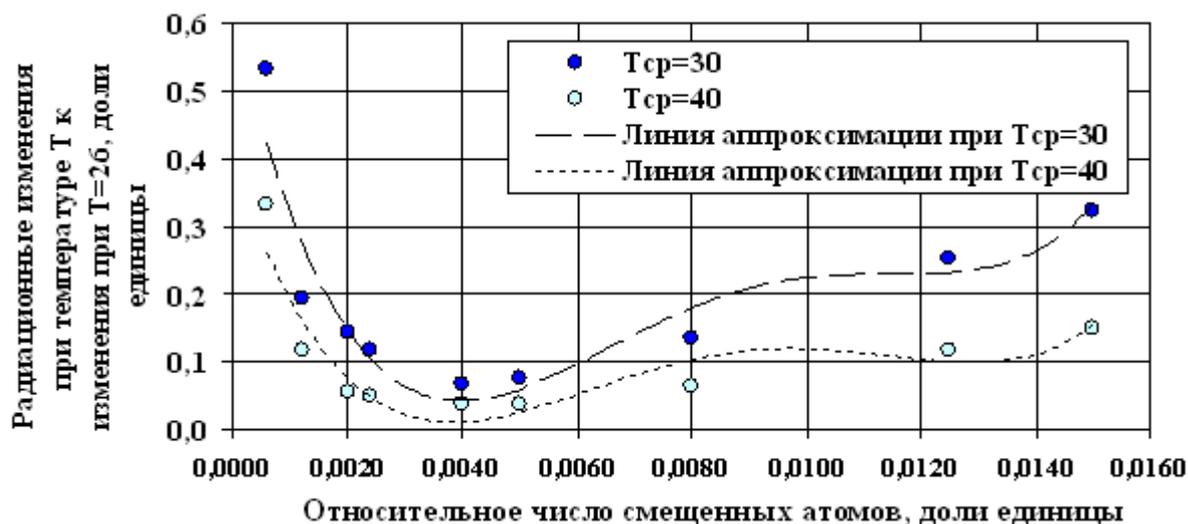


Рис. 5. Зависимость от числа смещенных атомов отношения радиационных изменений бетонов на пироксеновых габбро, базальтах и диабазах после облучения при $T_{ср} = 30\text{ }^{\circ}\text{C}$ и $T_{ср} = 40\text{ }^{\circ}\text{C}$ к радиационным изменениям при $T_{ср} = 26\text{ }^{\circ}\text{C}$.

У бетонов на заполнителях из пироксеновых диоритов и андезитов, а также из габбро, базальтов, диабазов шахты реакторов ВВЭР-1000 полная продолжительность эксплуатации даже при $26\text{ }^{\circ}\text{C}$ может быть более значительной:

- 110-120 лет - у бетонов шахты АЭС с реакторами ВВЭР-1000 с «сухой» монолитной и сборной защитой толщиной 700 и 725 мм (возведенных до конца 80-х лет XX века).

- 50-60 лет - у бетонов шахты АЭС с реакторами ВВЭР-1000 с «сухой» монолитной защитой толщиной 575 мм (возводимых с конца 80-х годов XX века) и может быть увеличена, если средняя температура эксплуатации выше $26\text{ }^{\circ}\text{C}$.

Нужно отметить, что радиационные изменения всех рассмотренных бетонов, кроме бетонов на полностью карбонатных заполнителях (бетонов на плотных известняках и доломитах) будут снижаться с ростом средней температуры эксплуатации. Это связано, как показали представленные на рис. 6 результаты расчетов, с уменьшением радиационных изменений объема

силикатных минералов горных пород-заполнителей, при увеличении температуры облучения.

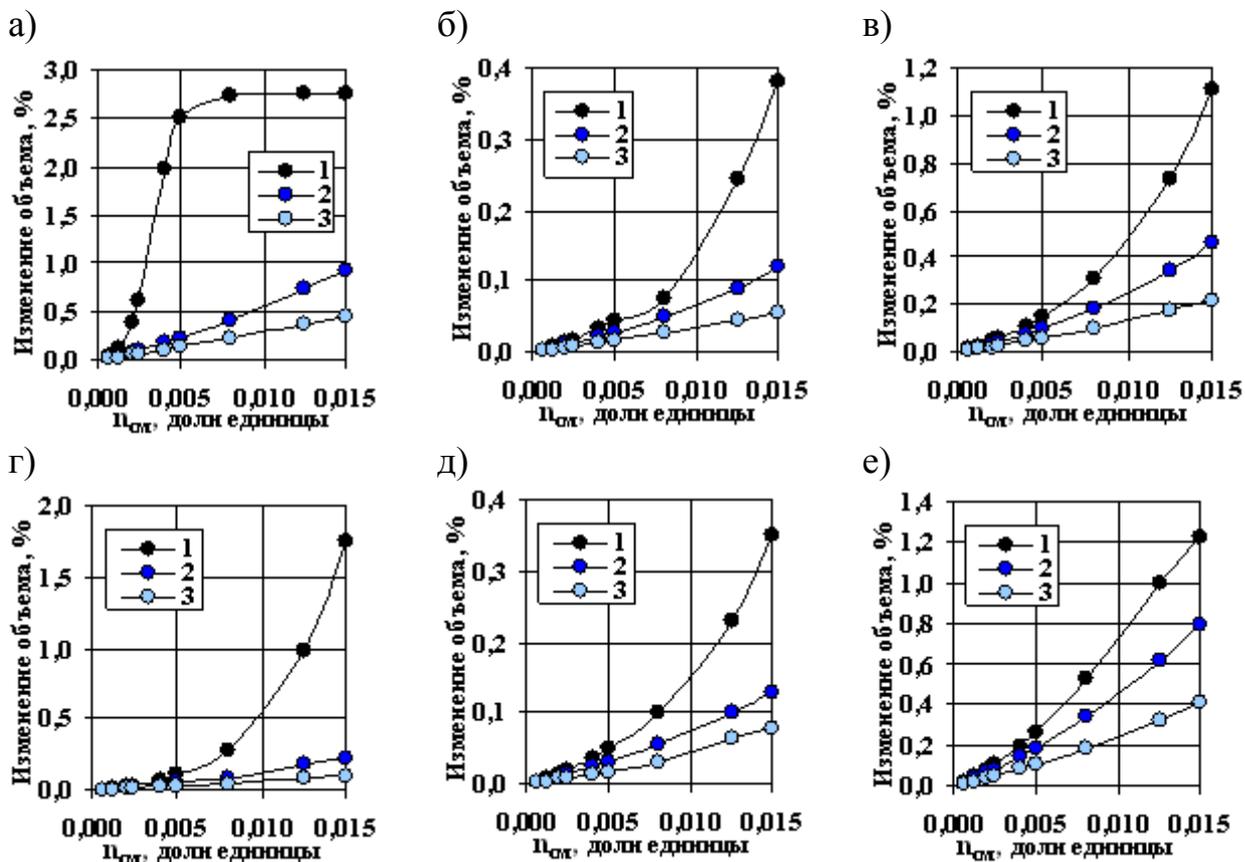


Рис. 6. Зависимость расчетных радиационных изменений объема кристаллов основных минералов силикатных горных пород – заполнителей от относительного числа смещенных атомов $n_{см}$ при температурах облучения 26 °C (1), 30 °C (2) и 40 °C (3).

а – пироксен – энстатит; б - плагноклаз – лабрадор; в - кварц; г - микроклин, ортоклаз; д – плагноклаз олигоклаз; е - роговая обманка.

Заклучение

Выполненные расчетно-аналитические исследования влияния продолжительности работы АЭС при продлении их эксплуатации, на радиационные изменения бетонов на различных заполнителях шахты реакторов ВВЭР позволяют сделать следующие выводы:

1. При продлении эксплуатации АЭС с реакторами ВВЭР радиационные изменения бетонов шахты реакторов могут быть соизмеримы

с допустимыми изменениями бетонов или превышать их. При этом, в качестве наиболее важных допустимых радиационных изменений бетонов, принято увеличение объема на величину 1% по прочности стальной облицовки и 3% по образованию трещин в бетоне. Допустимое изменение прочности зависит от фактической прочности бетона, степени ее превышения проектной и является менее важной величиной при условии не превышения изменений объема.

2. Радиационные изменения бетонов шахты реакторов возрастают с увеличением продолжительности эксплуатации и зависят от мощности реактора, толщины «сухой» защиты и вида материала используемого заполнителя.

3. Радиационные изменения у всех бетонов шахты реакторов АЭС с ВВЭР-440 будут более значительные, чем у бетонов шахты реакторов АЭС с ВВЭР-1000. Причем радиационные изменения бетонов на некоторых горных породах - заполнителях могут превышать предельные не только при больших значениях времени эксплуатации, но даже при нормативном сроке эксплуатации 30 лет.

4. Радиационные изменения у всех бетонов шахты реакторов АЭС с ВВЭР-1000 менее значительные. Однако наименьшие они у бетонов шахты реакторов АЭС с реакторами ВВЭР-1000 с «сухой» монолитной и сборной защитой толщиной 700 и 725 мм (возведенных до конца 80-х лет XX века). У бетонов шахты реакторов АЭС с ВВЭР-1000 «сухой» монолитной защитой толщиной 575 мм (возводимых с конца 80-х годов XX века) радиационные изменения выше, чем с «сухой» защитой толщиной 700 и 725 мм и ближе к радиационным изменениям бетонов шахты реакторов АЭС с ВВЭР-440.

5. Минимальные радиационные изменения происходят, и будут происходить у бетонов на заполнителях из известняков и доломитов. Радиационные изменения бетонов на этих заполнителях в шахте любых

реакторов и любой толщины «сухой» защиты не превысят предельных величин и не могут препятствовать продлению эксплуатации даже до 120 лет.

6. Радиационные изменения объема и прочности бетонов на заполнителях из окварцованных известняков и доломитов, а также из песчаников и кварцитов, приблизительно в 3, 5 - 4,5 раза выше. Ограничения на продление эксплуатации у бетонов на этих заполнителях могут быть только у бетонов шахты реакторов ВВЭР-440 – полная продолжительность не более 110 лет.

7. Радиационные изменения объема и прочности бетонов на заполнителях из гранитов, роговообманковых диоритов и андезитов еще выше. Ограничения на продление эксплуатации у бетонов на этих заполнителях также могут быть только у бетонов шахты реакторов ВВЭР-440 – полная продолжительность не более 60 лет.

8. Радиационные изменения объема и прочности бетонов на заполнителях из пироксеновых диоритов и андезитола, а также из габбро, базальтов, диабазов самые значительные. Ограничения на продление эксплуатации у бетонов на этих заполнителях достаточно существенные при их использовании в шахтах реакторов всех типов, особенно ВВЭР-440 и со всеми конструкциями «сухих» защит.

9. Вместе с тем, в расчетах для определения максимально возможных радиационных изменений было рассмотрено развитие этих изменений бетонов при средней температуре эксплуатации 26 °С, как минимально возможной. По результатам расчетов показано, что при увеличении средней температуры эксплуатации даже до 30 °С и 40 °С радиационные изменения бетонов существенно снижаются. Тогда полная продолжительность эксплуатации бетонов может быть увеличена.

10. При установлении продолжительности работы АЭС при продлении их эксплуатации должны учитываться радиационные изменения бетонов шахты реакторов. Эти изменения могут быть вычислены с помощью существующих методов аналитического определения радиационных изменений бетонов и их составляющих. При этом, для корректной оценки радиационных изменений бетонов шахты реакторов, необходимы знания о составе и характеристиках этих бетонов, минеральном составе и свойствах использованных заполнителях, а также о плотности потока и спектре нейтронов, средних температурах прошлой и будущей эксплуатации. Необходима также корректная оценка допустимых радиационных изменений, исходя из особенностей конструкции, прочности и армирования бетона, свойств и параметров стальной облицовки, учет прошлых и ожидаемых будущих термических воздействий.

Литература

1. Дубровский В.Б, Лавданский П.А., Пергаменщик Б.К., Соловьев В.Н. Радиационная стойкость материалов. Под общей ред. В.Б. Дубровского. М.: Атомиздат, 1973. 264 с.
 2. Дубровский В.Б. Радиационная стойкость строительных материалов. М.: Стройиздат, 1977. 278 с.
 3. Денисов А.В., Дубровский В.Б., Соловьев В.Н. Радиационная стойкость минеральных и полимерных строительных материалов. М.: Издательский дом МЭИ, 2012. 284 с.
 4. Field K.G., Remec I., Le Pape Y. Radiation effects in concrete for nuclear power plants – Part I: Quantification of radiation exposure and radiation effects // Nuclear Engineering and Design. 2015. 282. pp. 126–143.
 5. Giorla A., Vaitova M., Le Pape Y., Stemberk P. Meso-scale modeling of irradiated concrete in test reactor // Nuclear Engineering and Design. 2015. 295. pp. 59–73,
-

6. Pomaro B. A Review on Radiation Damage in Concrete for Nuclear Facilities. Experiments to Modeling. Modelling and Simulation in Engineering. 2016. Pp 1-10. Article ID 4165746. URL: doi.org/10.1155/2016/4165746.

7. Скалозубов В. И., Ключников А. А., Лещетная Е. С. Основы продления эксплуатации АЭС с ВВЭР: монография. Под ред В. И. Скалозубова. НАН Украины, Ин-т проблем безопасности АЭС. - Чернобыль (Киев, обл.): Ин-т проблем безопасности АЭС, 2011. 384 с.

8. Камчатова Е. Ю. Инновационный потенциал атомной энергетики // Вестник университета. 2017. № 11. С. 27-33. – DOI: 10.26425/1816-4277-2017-11-27-33.

9. Denisov A. Radiation changes in serpentinite concretes of "dry" radiation shield in nuclear power plants // IOP Conference Series: Materials Science and Engineering : 21, Construction - The Formation of Living Environment, Moscow, 25–27 апреля 2018 года. Vol. 365, 3. – Moscow: Institute of Physics Publishing, 2018. – P. 032028. – DOI: 10.1088/1757-899X/365/3/032028.

10. Агаханов Э.К., Курачев Р.М., Чепурненко А.С., Кулинич И.И. Нелинейная задача теплопроводности для радиационно-теплового экрана реактора АЭС // Инженерный Вестник Дона. 2015, №4. URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n4y2015/3417/.

11. Агаханов Э.К., Курачев Р.М. Напряженно-деформированное состояние радиационно-теплового экрана реактора АЭС // Инженерный Вестник Дона, 2018, №4. URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n4y2018/5215/.

12. Khmurovska Y., Štemberk P., Fekete T. et al. Numerical analysis of VVER-440/213 concrete biological shield under normal operation // Nuclear Engineering and Design. 2019, Vol. 350. pp. 58-66.

13. Поспелов В.П., Миренков А. Ф., Покровский С. Г. Бетоны радиационной защиты атомных станций. (разработка, исследования, внедрение). М.: ООО «Август Борг», 2006. 652 с.

14. Гончаров Ю. И., Малькова М. Ю., Шамшуров В. М., Шамшуров А. В. Геология, минералогия, петрография. Справочное руководство по строительному материаловедению. М.: Издательство Ассоциации Строительных Вузов, 2008. 232 с.

15. Справочник физических констант горных пород. Под ред. С. Кларка. Пер. с англ. - М. : Мир, 1969. 543 с.

16. Викторов А. М. Строительная петрография. М.: Высшая школа, 1967, 147 с.

17. Бродкин Э.Б., Бородин А.В., Вихров В.И. и др. Расчетно-экспериментальные характеристики поля быстрых нейтронов в околоректорном пространстве // Радиационная безопасность и защита АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1987, вып. 12. С. 19-22.

18. Бородкин Г.И., Ломакин С.С., Еремин А.Н. и др. Измерение плотности потока нейтронов в околоректорном пространстве серийного реактора ВВЭР -1000 // Радиационная безопасность и защита АЭС. М.: Энергоатомиздат, 1987, вып. 12. С. 10-12.

19. Машкович В.П., Кудрявцева А.В. Защита от ионизирующих излучений: Справочник 5-е изд. М.: АП «Столица», 2013. – 496 с.

20. Бушуев Н. И., Денисов А.В., Дубровский В.Б. Коэффициенты накопления нейтронов и захватного гамма-излучения при инженерных расчетах защиты реакторов // Атомная энергия, том. 66, 1989. С. 321-324.

21. Жолдак Г. И., Лавданский П. А., Мухин Е. Н., Пергаменщик Б. К. Совершенствование контроля качества сухой защиты АЭС // Строительные материалы, оборудование и технологии XXI века. 2004, №6(65). С. 54-56.

22. Хайретдинов В.У., Репин А.И., Мамонтов С.В., Воропаев А.А., Игнатъев П.С. Исследования теплогидравлических характеристик оборудования шахтного объема ядерного реактора В-428. ФГУП ОКБ «ГИДРОПРЕСС», Подольск, Россия. URL:

gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/disc/documents/f58.pdf/ (дата обращения 23.01.2022 г.).

23. Пергаменщик Б. К. О критериях радиационной стойкости бетонов // Радиационная безопасность и защита АЭС. Вып. 1. Сборник статей под ред. Ю.А. Егорова, В.П. Машковича, Ю.В. Панкратьева, А.П. Суворова, С.Г. Ципина. М., Атомиздат, 1975. С. 256-270.

24. Алтынбаев А.В, Полякова Р.О., Якобсон М.Я. и др. Продление сроков службы АЭС. III Ежегодная научно-практическая Конференция «АтомСтройСтандарт-2016». Москва, 7 октября 2016 года. Презентация доклада. URL: atomsro.ru/wp-content/uploads/file/0PORTAL/AtomStroyStandart_2016/Poliakova_2016_AS.pdf (дата обращения 23.01.2022 г.).

References

1. Dubrovskiy V.B., Lavdanskij P.A., Pergamenshchik B.K., Solovyev V.N. Radiatsionnaya stoykost materialov [Radiation Stability of Materials Handbook]. Spravochnik. Pod obshey red. V.B. Dubrovskogo. Ed. V.B. Dubrovsky. Moskva: Atomizdat, 1973. 264 p.
2. Dubrovsky V. B. Radiatsionnaya stoykost stroitelnykh materialov [Radiation Stability of building materials] Moskva: Stroyizdat, 1977. 278 p.
3. Denisov A.V., Dubrovskiy V.B., Solovev V.N. Radiatsionnaya stoykost mineralnyh i polimernykh stroitelnykh materialov [Radiating stability of mineral and polymeri c building materials]. Moskva: Izdatelskiy dom MEI, 2012. 284 p.
4. Field K.G., Remec I., Le Pape Y. Nuclear Engineering and Design. 2015. 282. pp. 126–143.
5. Giorla, A., Vaitova, M., Le Pape, Y., Stemberk, P. Nuclear Engineering and Design. 2015. 295. pp. 59–73,
6. Pomaro B. A Review on Radiation Damage in Concrete for Nuclear Facilities. Experiments to Modeling. Modelling and Simulation in Engineering.

2016. Pp 1-10. Article ID 4165746. URL: doi.org/10.1155/2016/4165746.

7. Skalozubov V. I., Klyuchnikov A. A., Leshchetnaya E. S. Osnovy prodleniya ekspluatatsii AES s VVER [Fundamentals of extending the operation of NPPs with VVER]: monografiya. Pod red V. I. Skalozubova. NAN Ukrainy, In-t problem bezopasnosti AES. Chernobyl (Kiyev, obl.). In-t problem bezopasnosti AES, 2011. 384 p.

8. Kamchatova E. Yu. Vestnik universiteta. 2017. № 11. pp. 27-33. – DOI: 10.26425/1816-4277-2017-11-27-33.

9. Denisov, A. Radiation changes in serpentinite concretes of "dry" radiation shield in nuclear power plants. IOP Conference Series: Materials Science and Engineering: 21, Construction - The Formation of Living Environment, Moscow, 25–27 апреля 2018 года. Vol. 365, 3. Moskow: Institute of Physics Publishing, 2018. P. 032028. DOI: 10.1088/1757-899X/365/3/032028

10. Agakhanov Eh.K., Kurachev R.M., Chepurnenko A.S., Kulinich I.I. Inzhenernyj vestnik Dona. 2015, № 4. URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n4y2015/3417/.

11. Agakhanov Eh.K., Kurachev R.M. Inzenernyj vestnik Dona. 2018, No 4. URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n4y2018/5215/.

12. Khmurovska Y., Štemberk P., Fekete T. et al. Nuclear Engineering and Design. 2019, Vol. 350. pp. 58-66.

13. Pospelov V.P., Mirenkov A. F., Pokrovskiy S. G. Betony radiatsionnoy zashchity atomnykh stantsiy. (razrabotka, issledovaniya, vnedreniye) [Concretes of radiation protection of nuclear power plants. (development, research, implementation)]. M.: OOO «Avgust Borg», 2006. 652 p.

14. Goncharov Yu. I., Malkova M. Yu., Shamshurov V. M. et al. Geologiya, mineralogiya, petrografiya. Spravochnoye rukovodstvo po stroitelnomu materialovedeniyu [Geology, mineralogy, petrography. Reference guide to building materials science]. M.: Izdatelstvo Assotsiatsii Stroitelnykh Vuzov. 2008.

232 p.

15. Handbook of physical constants of rocks Ed. S Clark. Trans. from English. Mosckva, Mir, 1969. 543 p.

16. Viktorov A. M. Stroitel'naya petrografiya [Construction petrography]. M.: Vysshaya shkola, 1967. 147 p.

17. Brodkin E.B., Borodin A.V., Vikhrov V.I. et al. Raschetno-eksperimentalnyye kharakteristiki polya bystrykh neytronov v okolokorpusnom prostranstve [Computational and experimental characteristics of the field of fast neutrons in the pericorpus space]. Radiatsionnaya bezopasnost i zashchita AES. M.: Energoatomizdat, 1987, vyp. 12. pp. 19-22.

18. Borodkin G.I., Lomakin S.S., Yeremin A.N. et al. Izmereniye plotnosti potoka neytronov v okolokorpusnom prostranstve seriynogo reaktora VVER -1000 [Measurement of the neutron flux density in the near-vessel space of a serial VVER-1000 reactor]. Radiatsionnaya bezopasnost i zashchita AES. M.: Energoatomizdat, 1987, vyp. 12. pp. 10-12.

19. Mashkovich V.P., Kudryavtseva A.V. Zashchita ot ioniziruyushchikh izlucheniye [Protection against ionizing radiation]: Spravochnik. 5-e izd. M.: AP «Stolitsa», 2013. 496 p.

20. Bushuyev N. I., Denisov A.V., Dubrovskiy V.B. Koeffitsiyenty nakopleniya neytronov i zakhvatnogo gamma-izlucheniya pri inzhenernykh raschetakh zashchity reaktorov [Coefficients of neutron accumulation and capture gamma radiation in engineering calculations of reactor protection]. Atomnaya energiya, tom. 66, 1989. pp. 321-324.

21. Zholdak G. I., Lavdanskiy P. A., Mukhin E. N., Pergamenshchik B. K. Stroitelnyye materialy, oborudovaniye i tekhnologii XXI veka. 2004, №6(65). pp. 54-56.

22. Khayretdinov V.U., Repin A.I., Mamontov S.V., Voropayev A.A., Ignat'yev P.S. Issledovaniya teplogidravlicheskich kharakteristik oborudovaniya

shakhtnogo obyoma yadernogo reaktora V-428 [Research of thermal-hydraulic characteristics of the equipment of the shaft volume of the nuclear reactor V-428]. FGUP OKB «GIDROPRESS», Podolsk, Rossiya. URL: gidropress.podolsk.ru/files/proceedings/mntk2007/disc/documents/f58.pdf/.

23. Pergamenshchik B. K. O kriteriyakh radiatsionnoy stoykosti betonov [On the criteria for radiation resistance of concrete]. Radiatsionnaya bezopasnost' i zashchita AES. Vyp. 1. Sbornik statey pod. red. YU.A. Yegorova, M., V.P. Mashkovicha, Yu.V. Pankrat'yeva, A.P. Suvorova, S.G. Tsipina. Atomizdat, 1975. pp. 256-270.

24. Altynbayev A.V, Polyakova R.O., Yakobson M.Ya. et al. Prodleniye srokov sluzhby AES [Extending the service life of nuclear power plants.]. III Yezhegodnaya nauchno-prakticheskaya Konferentsiya «AtomStroyStandart-2016». Moskva, 7 oktyabrya 2016 goda. Prezentatsiya doklada. URL: atomsro.ru/wpcontent/uploads/file/0PORTAL/AtomStroyStandart_2016/Poliakova_2016_AS.pdf (date of application: 23.01.2022).