

Радиационно-термические изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты водо-водяных энергетических реакторов АЭС при продлении их эксплуатации

А. В. Денисов

Национальный исследовательский Московский государственный строительный университет

Аннотация: Выполнены расчетно-аналитические исследования влияния продолжительности работы АЭС при продлении сроков их эксплуатации на радиационные и радиационно-термические изменения объема и прочности на сжатие серпентинитовых бетонов «сухой» радиационно-тепловой защиты (далее «сухой» защиты) водо-водяных энергетических реакторов (ВВЭР) различной мощности. Рассмотрены бетоны на типичном серпентинитовом заполнителе Баженовского месторождения, используемого для изготовления бетонов «сухой» защиты. Установлено, что с ростом продолжительности эксплуатации радиационные изменения объема серпентинитовых бетонов «сухой» защиты АЭС с ВВЭР в основном будут монотонно возрастать и по изменению объема могут стать соизмеримыми или даже превышать допустимые значения, поэтому должны учитываться при продлении сроков эксплуатации АЭС. Показано, что радиационные изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты АЭС с ВВЭР-440 в 2 - 4 раза более значительны, чем у бетонов «сухой» защиты АЭС с ВВЭР-1000. Радиационные изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты возрастают с уменьшением средней температуры эксплуатации. Термические изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты при воздействии эксплуатационных и аварийных температур, возрастают с ростом температуры и вносят значимый вклад в радиационно-термические изменения бетонов «сухой» защиты. Полученные результаты могут быть использованы для установления допустимого срока продления эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР 440 и ВВЭР-1000 по радиационно-термическим изменениям серпентинитовых бетонов «сухой» защиты.

Ключевые слова: радиационные, термические, радиационно-термические изменения, серпентинитовые бетоны, «сухая» радиационно-тепловая защита, водо-водяные энергетические реакторы, продление сроков эксплуатации АЭС.

Введение

При достижении проектного срока эксплуатации действующих АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР), в большинстве случаев срок их эксплуатации продлевается. Во-первых, это экономически и технически выгодно, так как позволяет не только сохранить достигнутые масштабы развития атомной энергетики в стране, но и повысить уровень безопасности этих АЭС. Во-вторых, это технически возможно, так как опыт эксплуатации АЭС, накопленные результаты исследований конструкционных

материалов и оборудования позволяет увеличить срок эксплуатации действующих АЭС, назначенный в шестидесятые годы XX века при отсутствии в то время фактических данных об износе материалов и оборудования [1, 2].

В настоящее время в России с продленным сроком эксплуатируются АЭС шести энергоблоков с ВВЭР-440 и шести энергоблоков с ВВЭР-1000[3].

Однако, при продлении сроков эксплуатации существующих атомных станций, увеличиваются радиационные нагрузки на материалы. Важнейшей характеристикой радиационных нагрузок является флюенс нейтронов - количество нейтронов, прошедших через единицу площади сечения материалов за весь период работы. Нейтроны, вследствие смещения атомов материалов, оказывают наибольшее влияние на материалы. Радиационные изменения зависят от флюенса и спектра нейтронов, определяющих число смещенных атомов, а также от температуры облучения и вида материала, возрастают с ростом флюенса нейтронов [4 - 6]. В связи с этим, при продлении сроков эксплуатации АЭС радиационные изменения материалов радиационной защиты будут возрастать.

Вместе с тем, в нормативном документе НП-017-18 «Основные требования к продлению срока эксплуатации блока атомной станции» эти вопросы не рассматриваются.

В основном это связано со сложившимися на основании экспериментальных исследований 60-70 годов XX века, полученных в результате облучения при повышенных температурах, мнением о том, что при действующих на атомных станциях с ВВЭР радиационных нагрузках (менее 10^{20} нейтрон/см²) радиационные изменения бетонов не будут значимыми [4, 5, 7].

Однако более поздние исследования, обобщенные в работе [6] показали, что радиационные изменения при таких радиационных нагрузках в

процессе облучения (эксплуатации) при более низких температурах могут быть более существенными.

В связи с этим, учет при продлении сроков эксплуатации существующих АЭС с ВВЭР радиационных изменений бетонов является актуальным и требует проведения соответствующих исследований.

Важность учета и значения радиационных изменений бетонов шахты реакторов ВВЭР при продлении сроков эксплуатации АЭС было показано в работе [8]. Однако большую важность имеет рассмотрение радиационных изменений бетона «сухой» радиационно-тепловой защиты (далее «сухой» защиты) реакторов типа ВВЭР (кольцевой защиты из бетона, выполняемой из серпентинитового бетона вместо ранее используемой защиты в виде кольцевого бака с водой). Эта защита располагается непосредственно вокруг реактора, поэтому подвергается воздействию относительно значительных потоков нейтронов.

Для серпентинитовых бетонов «сухой» защиты ранее в работе [9] было выполнено расчетное исследование влияния увеличения продолжительности и мощности реактора АЭС с ВВЭР-1000 – ВВЭР 1200 на радиационные изменения бетона «сухой» защиты на заполнителях различного минерального состава. В этой работе показано, что радиационные изменения объема этих бетонов в «сухой» защите ВВЭР-1000 при продолжительности эксплуатации 30 лет может составлять 0,17 - 0,5 % (в зависимости от минерального состава заполнителей). 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.

Однако в работе [9] «сухая» защита АЭС с ВВЭР-440 не рассматривалась. Кроме того, не исследовано влияние температуры эксплуатации на радиационные изменения серпентинитовых бетонов. Не

рассмотрена зависимость радиационных изменений этих бетонов от продолжительности эксплуатации и термических изменений от температуры нагрева.

Целью настоящей работы является установление на основании расчетно-аналитических исследований зависимости радиационных и радиационно-термических изменений серпентинитовых бетонов «сухой» защиты существующих АЭС с реакторами типа ВВЭР от продолжительности их работы для учета при установлении сроков продления эксплуатации АЭС.

Задачами работы являлись:

1. Установление радиационных нагрузок и условий эксплуатации, которые будут воздействовать на бетоны «сухой» защиты при продлении сроков эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР различной мощности.

2. Определение на основании расчетов радиационных изменений серпентинитовых бетонов «сухой» защиты АЭС с ВВЭР различной мощности при продлении эксплуатации. Установление зависимости радиационных изменений серпентинитовых бетонов «сухой» защиты от типа реактора по мощности, от продолжительности и температуры эксплуатации.

3. Определение на основании расчетов термических изменений серпентинитовых бетонов «сухой» защиты. Установление зависимости термических изменений от температуры.

4. Определение радиационно-термических изменений серпентинитовых бетонов «сухой» защиты.

5. Оценка на основании полученных результатов допустимой продолжительности эксплуатации АЭС по радиационно-термическим изменениям бетонов «сухой» защиты.

Методика исследования

В настоящей работе проводили расчетно-аналитические исследования с использованием экспериментально апробированных методов

аналитического определения радиационных и термических изменений бетонов и их составляющих, описанных в работах [6 и 10].

Состав и характеристики исследуемого серпентинитового бетона, значения радиационных нагрузок (плотности потока и спектр нейтронов) и термических воздействий (температуры «сухой» защиты в различных режимах) принимали на основании информации, имеющейся в технической и научной литературе.

На основании данных о радиационных нагрузках рассчитывали флюенсы нейтронов F и число смещенных атомов $n_{см}$ для бетона «сухой» защиты после различного времени эксплуатации. В соответствии с данными о температурах «сухой» защиты при нормальной эксплуатации и температурах при аварийных ситуациях и при отжиге стального корпуса реактора оценивали среднюю за время эксплуатации температуру «сухой» защиты $T_{ср}$ и максимальные температуры $T_{макс}$.

По значениям $n_{см}$, $T_{ср}$, $T_{макс}$, данным о технологическом составе и характеристиках бетона «сухой» защиты, минеральном составе серпентинитового заполнителя, определяли радиационные, термические и радиационно-термические изменения минералов, заполнителей, цементного камня, раствора и бетона «сухой» защиты.

Термические деформации минералов, входящих в состав серпентинита, принимали по данным работ [6 и 11], а цементного камня бетонов «сухой» защиты – по данным работы [12]. Возможное уменьшение объема минерала серпентина за счет частичного удаления химически связанной воды в случае наличия у него несовершенной структуры с запасом не учитывали.

При определении радиационно-термических изменений учитывали, что термические изменения происходят преимущественно в начальный период воздействия нагревания, а радиационные – в заключительный период

эксплуатации. В связи с этим, радиационно-термические изменения определяли, как сумму радиационных и термических изменений бетонов.

В «сухой» защите используются серпентинитовые бетоны на серпентините Баженовского месторождения. Так что в работе рассматривали радиационные изменения серпентинитовых бетонов и их развитие при продлении сроков эксплуатации. По данным [9] типичный серпентинит Баженовского месторождения принимали с серпентином совершенной зернистой структуры средним размером зерен минералов $d_z=0,03$ см, с модулем упругости $E_0=8 \cdot 10^4$ МПа со средним минеральным составом в виде содержания минералов: серпентин – 85%; форстерит – 5%; брусит – 5%; магнетит – 5%.

Так как серпентинитовые бетоны «сухой» защиты рассматриваемых АЭС проектировали и использовали по ведомственным нормам И.325-75 и И.325-84, действующим до 2015 года, в соответствии с этими нормами рассматривали серпентинитовый бетон со следующим усредненным технологическим составом: серпентинитовый щебень – Щ = 1100 кг/м³; серпентинитовый песок – П = 660 кг/м³; портландцемент – Ц = 330 кг/м³; вода – В = 230 кг/м³.

При этом, при средней по И.325-75 и И.325-84 плотности серпентинита $\gamma_3 = 2600$ кг/м³ относительное объемное содержание щебня и песка в серпентинитовом бетоне составляет $V_{Щ} = \text{Щ}/\gamma_3 = 1100/2600 = 0,42$; $V_{П} = \text{П}/\gamma_3 = 660/2600 = 0,25$

На основании данных о плотности и спектре нейтронов за корпусом реакторов, и, значит, падающих на «сухую» защиту, представленных в «Методике нейтронного контроля на внешней поверхности корпусов водородных энергетических реакторов АЭС. Рб-018-01 Госатомнадзор России Москва, 2001» для реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000, а также на основании данных работ [13, 14] для реакторов ВВЭР-1000 и работы [15], для реактора

ВВЗР-440 в расчетах принимали значения плотности потока нейтронов, представленные в таблице 1, которые уже использовали в работе [8].

Таблица 1. Принятые в расчетах максимальные плотности потока 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 | $1 \cdot 10^{11}$ | $5 \cdot 10^{10}$ | $4 \cdot 10^{10}$ | - | $1,5 \cdot 10^{10}$ | - | $2 \cdot 10^9$ | - | - | - |

Необходимые для расчетов радиационных изменений относительное число смещенных атомов $n_{\text{см}}$ в материалах «сухой» защиты и флюенс быстрых нейтронов с энергией более 0,8 МэВ за период эксплуатации в соответствии с [6] определяли по формулам:

$$n_{\text{см}} = K_{\text{и}} \varphi t \sum_{i=1}^n [\sigma_{\text{см}}(E_i) \Psi(E_i)] \text{ при } E_i > 10 \text{ кэВ}, \quad (1)$$

$$F_{\text{бн},0,8} = K_{\text{и}} \varphi t \sum_{i=1}^n [\Psi(E_i)] \text{ при } E_i > 0,8 \text{ МэВ}, \quad (2)$$

где $n_{\text{см}}$ - относительное число смещенных при облучении атомов, как доля атомов, которые будут смещены при облучении, доли единицы;

$K_{\text{и}}$ - коэффициент использования мощности реактора за весь период его эксплуатации, обычно составляющий 0,7 — 0,9, так как реакторы работают на максимальной мощности не все время эксплуатации. С запасом принимали $K_{\text{и}} = 1$;

φ - плотность потока нейтронов с энергией более 10 кэВ при номинальной мощности реактора, нейтрон/ $(\text{см}^2 \cdot \text{с})$, принимаемая с запасом равной плотности потока быстрых и промежуточных нейтронов;

t – продолжительность (время) эксплуатации ядерного реактора, с;

$\varphi t = F_{\text{бн+нн}}$ - флюенс быстрых и промежуточных нейтронов, принимаемый в расчетах с запасом как плотность нейтронов с энергией более 10 кэВ;

$\sigma_{\text{см}}(E_i)$ - среднее сечение смещения атомов в минералах заполнителей бетонов для нейтронов i -той со средней энергией E_i , принимаемое по [6];

$\Psi(E_i)$ - доля нейтронов i -той энергетической группы в спектре;

n – количество энергетических групп нейтронов с энергией более минимальной рассматриваемой;

$F_{\text{бн,0,8}}$ - флюенс быстрых нейтронов с энергией более 0,8 МэВ.

При этом, исходя из спектров нейтронов, падающих на «сухую» защиту, представленных в таблице 1, при использовании в формулах (1) и (2) плотности потока нейтронов при $E_i > 10$ кэВ для «сухой» защиты принимали:

$$\sum_{i=1}^n [\sigma_{\text{см}}(E_i) \Psi(E_i)] = 1368 \times 10^{-24} \text{ см}^2 \text{ при } E_i > 10 \text{ кэВ} - \text{ для ВВЭР-1000} \quad (3)$$

$$\sum_{i=1}^n [\sigma_{\text{см}}(E_i) \Psi(E_i)] = 1160 \times 10^{-24} \text{ см}^2 \text{ при } E_i > 10 \text{ кэВ} - \text{ для ВВЭР - 440} \quad (4)$$

$$\sum_{i=1}^n [\Psi(E_i)] = 0,1 \text{ при } E_i > 0,8 - \text{ для ВВЭР - 1000} \quad (5)$$

$$\sum_{i=1}^n [\Psi(E_i)] = 0,2 \text{ при } E_i > 0,8 - \text{ для ВВЭР - 440} \quad (6)$$

Так как проектный срок эксплуатации АЭС первого и второго поколения составляет 30 лет, а третьего 60 лет, то радиационные изменения, как и в работе [8] 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.

Необходимые для расчетов радиационных изменений средние за период эксплуатации, зависящие от $K_{и}$, температуры с запасом принимали минимально возможные, так как радиационные изменения бетонов увеличиваются с уменьшением средней температуры.

Внутренняя, наиболее радиационно нагруженная поверхность «сухой» защиты реактора ВВЭР-1000 и ближайшие к ней слои подвергается воздействию:

- нагревания в проектном режиме эксплуатации от 60 до 105÷115°C по данным [16], до 110-120 оС по ТУ 5745-328-36554501-2015. Бетон серпентинитовый для конструкций «сухой» защиты реактора АЭС-2006;

- нагревания в аварийном режиме эксплуатации до 100÷160°C по данным [16] и до 150-300 оС по ТУ 5745-328-36554501-2015. Бетон серпентинитовый для конструкций «сухой» защиты реактора АЭС-2006.

Внутренняя, наиболее нагруженная поверхность «сухой» защиты реактора ВВЭР-440 и ближайшие к ней слои подвергается воздействию:

- нагревания в проектном режиме эксплуатации от 40 до 60 °С по данным [15].

- нагреванием в аварийном режиме такое же, как у ВВЭР-1000.

Кроме этого, в связи с охрупчиванием стали корпуса реактора под действием радиации, которое может привести к хрупкому разрушению корпуса, проводят его высокотемпературный отжиг (при 460-490 оС – реактора ВВЭР-440 и 550-580 оС – реактора ВВЭР-1000) после длительной эксплуатации реактора [17]. При этом также возможно воздействие на «сухую» защиту повышенных температур.

В соответствии с этим, расчеты радиационных изменений бетона «сухой» защиты проводили при возможных средних температурах эксплуатации $T_{ср}$ 40 °С, 50 °С и 60 °С, так как значения $K_{и}$, от которых зависят значения средних температур, могут быть различны.

Расчеты термических изменений исследуемых бетонов «сухой» защиты в соответствии с показанными аварийными температурами и температурами отжига стального корпуса [17] проводили для температур: 100 °С, 160 °С, 200 °С, 300 °С, 400 °С, 500 °С.

Результаты исследования и их обсуждение

Расчетные значения максимальных радиационных нагрузок на бетон внутренней поверхности «сухой» защиты АЭС с реакторами ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 после различного времени эксплуатации приведены в таблице 2.

Таблица 2. Расчетные значения флюенсов быстрых и промежуточных нейтронов $F_{\text{бн+пн}}$, относительного числа смещенных при облучении атомов $n_{\text{см}}$ и флюенсов нейтронов с энергией более 0,8 МэВ для бетонов «сухой» защиты реакторов типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 от продолжительности эксплуатации

| Реактор | Продолжительность эксплуатации, лет | $F_{\text{бн+пн}}, 10^{20}$ нейтрон/см ² | $n_{\text{см}}$, доли единицы | $F_{\text{бн.0,8}}, 10^{20}$ нейтрон/см ² |
|-----------|-------------------------------------|-----------------------------------------------------|--------------------------------|------------------------------------------------------|
| ВВЭР-440 | 30 | $0,95 \cdot 10^{20}$ | 0,11 | $0,19 \cdot 10^{20}$ |
| | 50 | $1,55 \cdot 10^{20}$ | 0,18 | $0,31 \cdot 10^{20}$ |
| | 60 | $1,9 \cdot 10^{20}$ | 0,22 | $0,38 \cdot 10^{20}$ |
| | 100 | $3,1 \cdot 10^{20}$ | 0,36 | $0,64 \cdot 10^{20}$ |
| | 120 | $3,8 \cdot 10^{20}$ | 0,43 | $0,76 \cdot 10^{20}$ |
| ВВЭР-1000 | 30 | $0,19 \cdot 10^{20}$ | 0,026 | $0,019 \cdot 10^{20}$ |
| | 50 | $0,32 \cdot 10^{20}$ | 0,043 | $0,032 \cdot 10^{20}$ |
| | 60 | $0,38 \cdot 10^{20}$ | 0,052 | $0,038 \cdot 10^{20}$ |
| | 100 | $0,64 \cdot 10^{20}$ | 0,086 | $0,064 \cdot 10^{20}$ |
| | 120 | $0,76 \cdot 10^{20}$ | 0,104 | $0,076 \cdot 10^{20}$ |

Полученные по результатам расчетов радиационные изменения объема (увеличение) и прочности на сжатие (уменьшение) бетона «сухой» защиты на серпентинитовом заполнителе Баженовского месторождения в виде зависимостей от продолжительности эксплуатации при средних температурах 40 °С, 50 °С и 60 °С приведены на рис. 1 и 2.

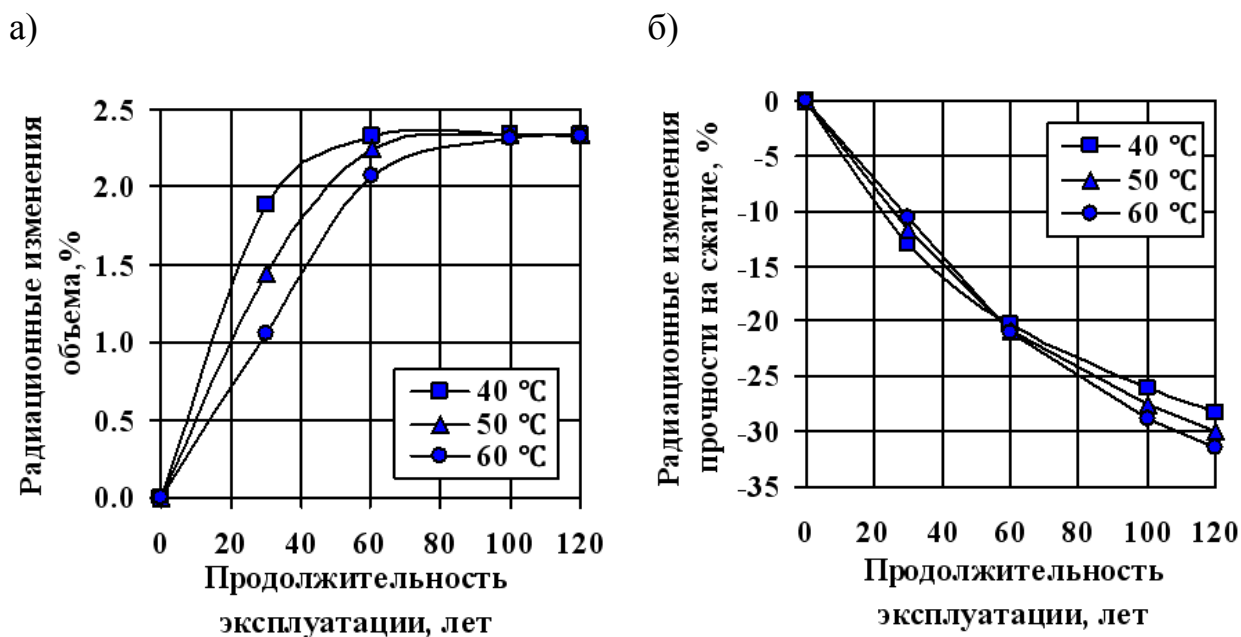


Рис. 1. Зависимость расчетного относительного радиационного изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-440 на типичном серпентините Баженовского месторождения от продолжительности эксплуатации при средних температурах эксплуатации 40 °С, 50 °С и 60 °С.

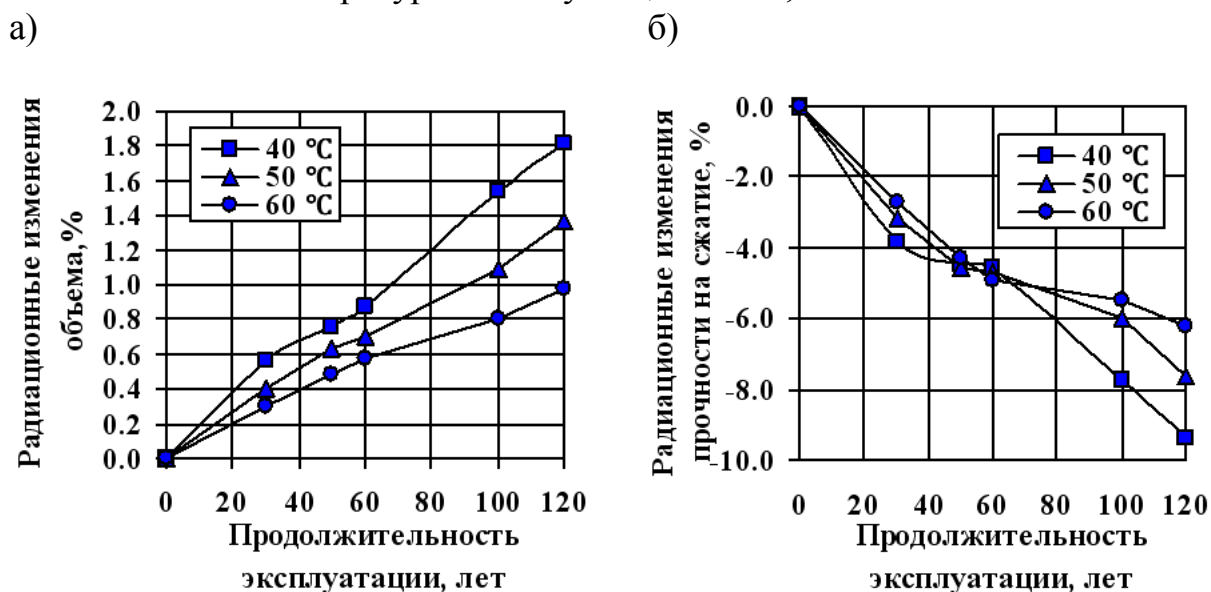


Рис. 2. Зависимость расчетного относительного радиационного изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 на типичном серпентините Баженовского месторождения от продолжительности эксплуатации при средних температурах эксплуатации 40 °С, 50 °С и 60 °С.

Результаты расчетов термических изменений объема и прочности бетонов при воздействии возможных температур приведены на рис. 3.

Из рисунков 1 и 2 следует, что с ростом продолжительности эксплуатации радиационные изменения объема и прочности на сжатие серпентинитового бетона «сухой» защиты будут в основном возрастать и на АЭС с ВВЭР-440, и на АЭС ВВЭР-1000.

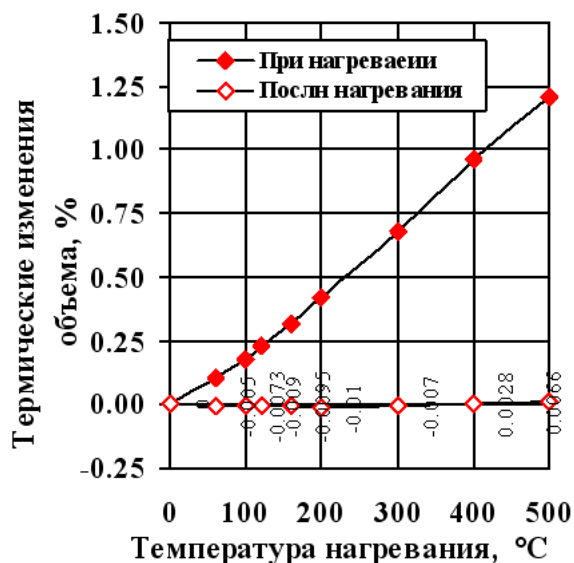
Наибольшие радиационные изменения в рассмотренном бетоне «сухой» защиты происходят при средней температуре эксплуатации 40 °С. При средних температурах 50 °С и 60 °С радиационное увеличение объема уменьшаются в основном в 1,3 и 1,8 раза соответственно, а радиационное снижение прочности уменьшается 1,1 – 1,2 и 1,1-1,5 раза соответственно.

На АЭС с ВВЭР-440 по результатам расчетов в бетоне «сухой» защиты наблюдается более значительное развитие радиационных изменений, чем на АЭС с ВВЭР-1000. Увеличение объема после эксплуатации в течение 30 лет и 60 лет (в зависимости от средней температуры бетона) возрастают с 1,1 – 1,9 % до 2,1-2,3 %, а при дальнейшем увеличении времени эксплуатации стабилизируется при 2,3 %. При этом снижение прочности на сжатие составляет от 11 - 13 % до 20 - 21 % и до 26 – 32 % соответственно.

На АЭС с ВВЭР-1000 по результатам расчетов в серпентинитовом бетоне «сухой» защиты наблюдается меньшие радиационные изменения, чем на АЭС с ВВЭР-440. На АЭС с ВВЭР-1000 увеличение объема бетона «сухой» защиты после эксплуатации в течение 30 лет и 60 лет (в зависимости от средней температуры бетона) возрастает с 0,29 - 0,57 % до 0,59-088 %, а при дальнейшем увеличении времени эксплуатации монотонно возрастают до 1,0 % - 1,8 % при эксплуатации в течение 120 лет. При этом снижение прочности на сжатие составляет от 2,7 - 4 % до 4,6 - 5 % и до 6,2 – 9,4 %, соответственно.

Результаты расчетов термических изменений объема и прочности серпентинитовых бетонов «сухой» при воздействии возможных в различных ситуациях температур приведены на рис. 3.

а)



б)

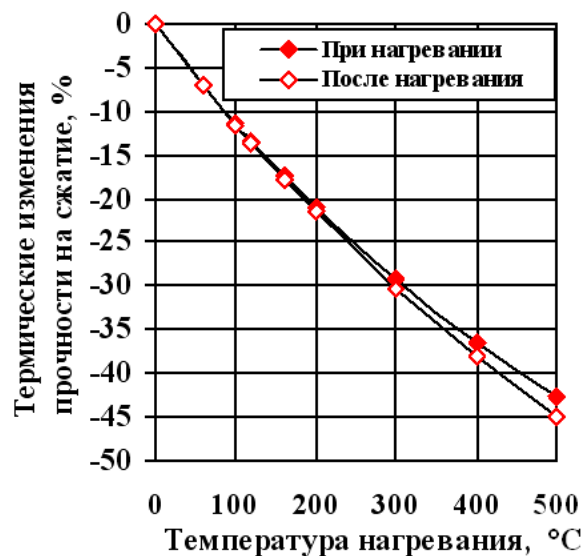
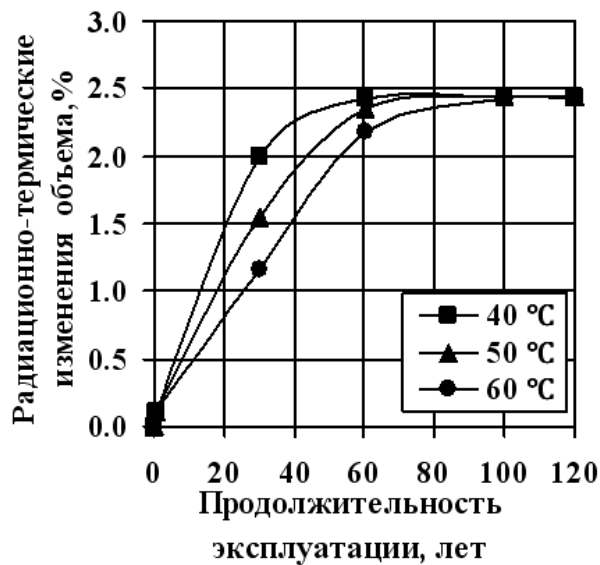


Рис. 3. Зависимость расчетного относительного термического относительного изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и ВВЭР-440 на типичном серпентините Баженовского месторождения от температуры нагрева.

Из рисунка 3 следует, что с ростом температуры нагрева термические изменения объема и прочности серпентинитовых бетонов возрастают. Причем изменения (увеличение) объема значимо только при нагревании и монотонно возрастают с ростом температуры от 0,1 % при 60 °C до 1,2 % при 500 °C, а после нагрева незначительны. Относительные уменьшения прочности бетонов при нагревании и после нагрева близки между собой. Степень уменьшения прочности монотонно возрастает с ростом температуры и составляет от 7 % до 43-45 % вследствие воздействия температуры от 60 °C до 500 °C, соответственно.

Радиационно-термические изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты, как суммы радиационных и термических изменений с учетом воздействия максимальной температуры нормальной эксплуатации приведены на рис. 4 и 5, и с учетом воздействия температуры 300 °C в аварийной ситуации и при отжиге корпуса реактора приведены на рис. 6 и 7.

а)



б)

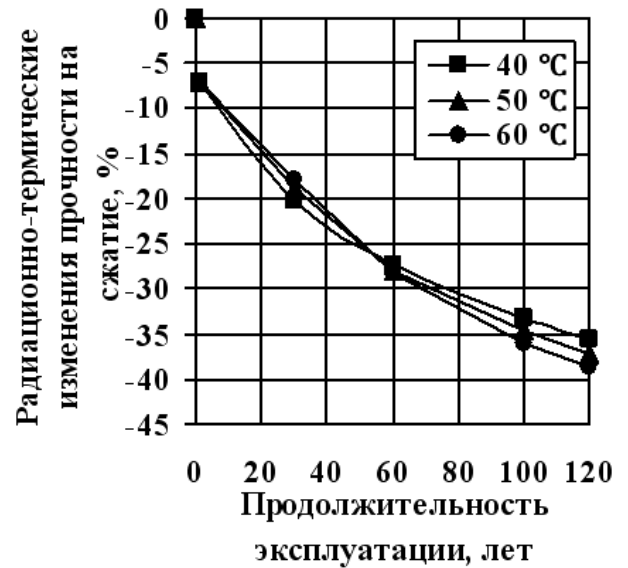
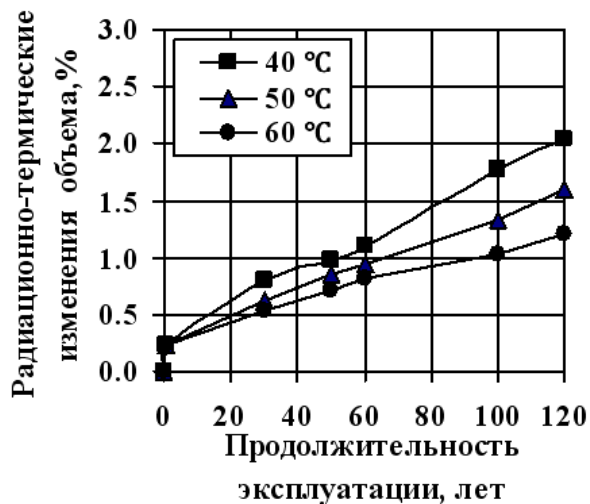


Рис. 4. Зависимость расчетного относительного радиационно-термического изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-440 на типичном серпентините Баженовского месторождения от продолжительности эксплуатации при средних температурах эксплуатации 40 °С, 50 °С, 60 °С и максимальной температуре нормальной эксплуатации 60 °С.

а)



б)

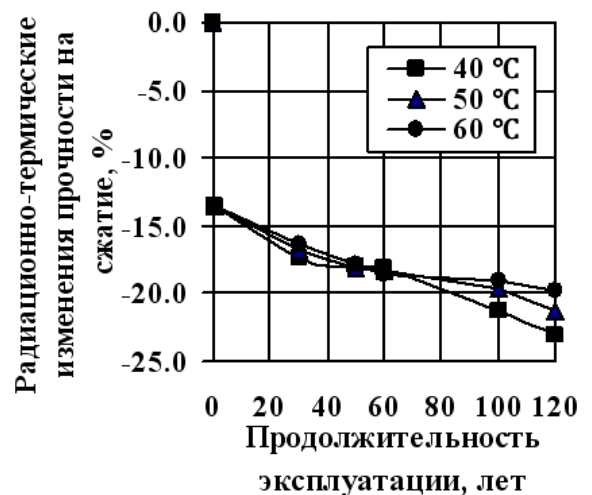


Рис. 5. Зависимость расчетного относительного радиационно-термического изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 на типичном серпентините Баженовского месторождения от продолжительности эксплуатации при средних температурах эксплуатации 40 °С, 50 °С, 60 °С и максимальной температуре нормальной эксплуатации 120 °С.

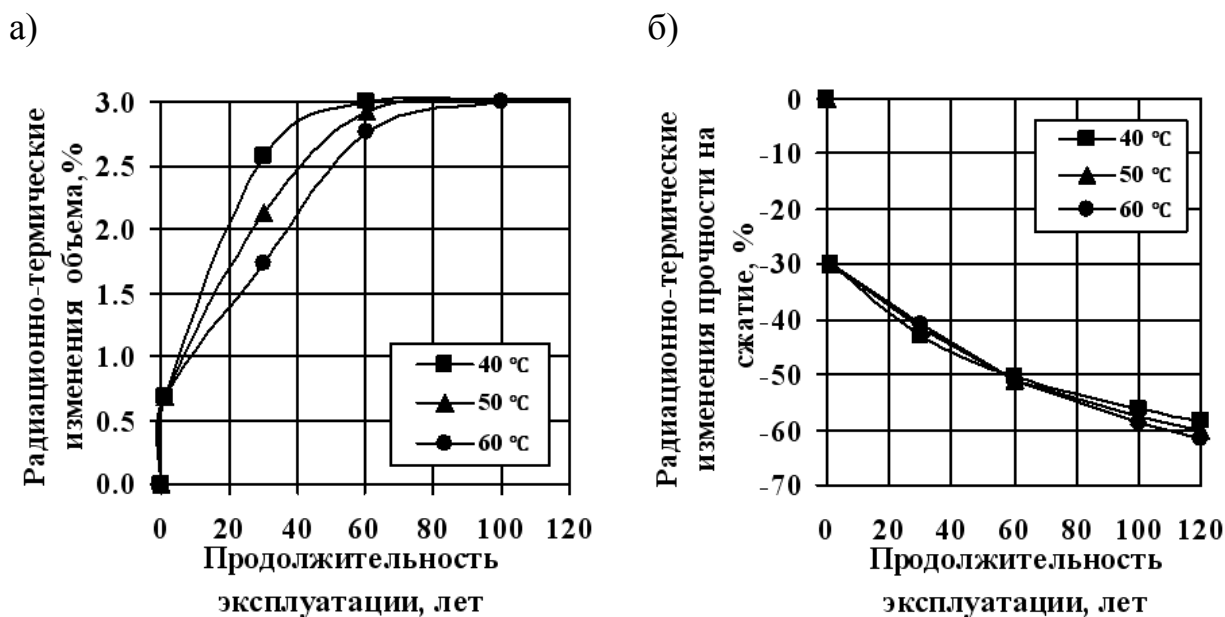


Рис. 6. Зависимость расчетного относительного радиационно-термического изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-440 на типичном серпентините Баженовского месторождения от продолжительности эксплуатации при средних температурах 40 °С, 50 °С, 60 °С и максимальной температуре 300 °С в аварийной ситуации или при отжиге стального корпуса.

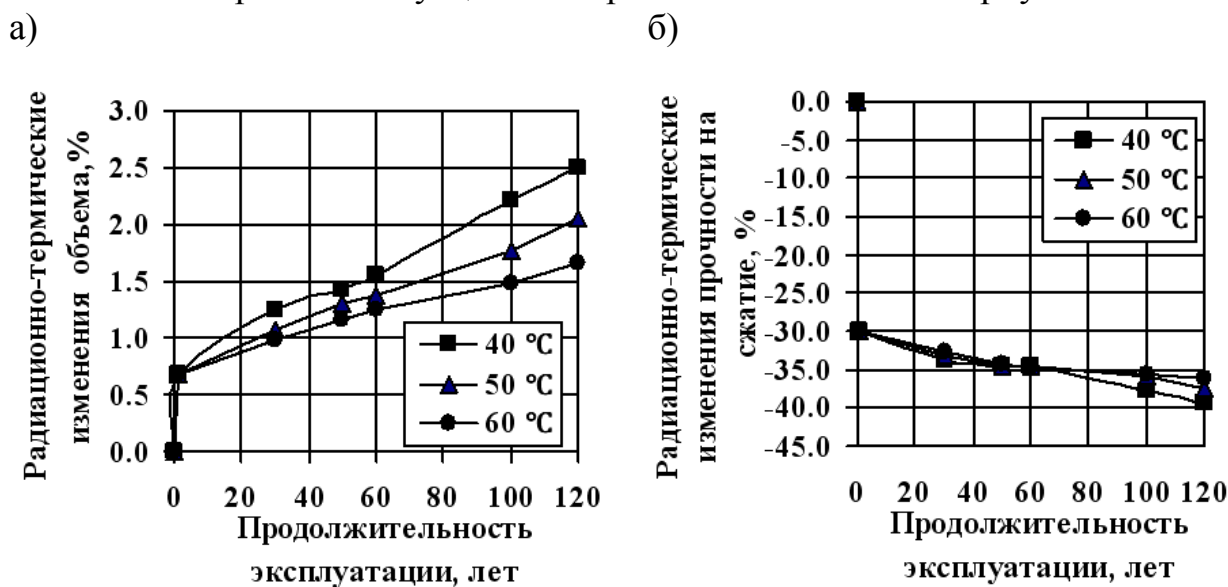


Рис. 7. Зависимость расчетного относительного радиационно-термического изменения объема (а) и прочности на сжатие (б) бетона «сухой» защиты АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 на типичном серпентините Баженовского месторождения от продолжительности эксплуатации при средних температурах эксплуатации 40 °С, 50 °С, 60 °С и максимальной температуре 300 °С в аварийной ситуации.

Видно, что с учетом воздействия максимальной температуры нормальной эксплуатации радиационно-термические изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты увеличиваются не существенно, поэтому предельная продолжительность будет изменяться незначительно.

С учетом воздействия температуры 300 °С, в аварийной ситуации или при отжиге стального корпуса реактора, радиационно-термические изменения бетона «сухой» защиты увеличиваются значительно, поэтому предельная продолжительность уменьшится существенно.

Полученные результаты могут быть использованы для установления допустимого срока продления эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР 440 и ВВЭР-1000 по радиационно-термическим изменениям бетонов «сухой» защиты.

Это должно выполняться на основании расчетов напряженно-деформируемого состояния конструкции «сухой» защиты из условия обеспечения прочности конструкции и стальной облицовки, образования и раскрытия трещин в бетоне, исходя из радиационно-термических изменений объема и прочности бетона. Для этого, например, могут быть использованы методики, описанные в работах [15, 18, 19].

Приближенную оценку предельной продолжительности эксплуатации «сухой» защиты можно сделать, если принять допустимые изменения бетона «сухой» защиты такими же, как приняты у бетонов шахты реактора в работе [8].

«Сухая» защита, как и шахта реактора, имеют стальную облицовку, поэтому при увеличении объема бетона будет растягиваться. Как и в шахте реактора в «сухой» защите, так и в статически неопределимой конструкции, при увеличении объема бетона в ней будут возникать напряжения, способные вызвать образование и раскрытие трещин. Влияние изменения прочности, как и у бетона шахты реакторов «сухой» защиты, как и у бетона шахты

реактора, менее значимо, так как происходит также естественный рост прочности во времени за счет все более полной гидратации цементного камня бетонов. Тогда, в соответствии с работами [8, 20], у бетона «сухой» защиты наиболее важной является допустимая величина радиационного изменения объема, которая может составлять величину:

3% - по прочности бетона железобетонной статически неопределимой конструкции на основе работы [20];

1% - по прочности стальной облицовки.

Полученные в работе значения радиационно-термических изменений объема серпентинитового бетона «сухой» защиты реактора ВВЭР-440 при нормальной эксплуатации превышают значения 1% уже при проектной продолжительности эксплуатации 30 лет и даже менее. А в случае аварийного нагревания произошло бы гораздо раньше.

Радиационно-термические изменения объема серпентинитового бетона «сухой» защиты реактора ВВЭР-1000 при нормальной эксплуатации превышают значения 1% после эксплуатации в течение 50-100 лет. А в случае возникновения аварийного нагревания это произошло бы после 15-40 лет.

Во всех рассмотренных случаях радиационно-термические изменения бетонов «сухой» защиты реакторов типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 не превышают 3 % по прочности бетона железобетонной статически неопределимой конструкции. В связи с этим, основным ограничением продолжительности продления эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и особенно ВВЭР-440, будет обеспечение прочности стальной облицовки.

Однако следует иметь в виду, что значение допустимого увеличения объема на 1% по прочности стальной облицовки получено в работе [8], исходя из условия достижения предела текучести стали. Если радиационное

охрупчивание стали под действием нейтронов не существенно уменьшает площадку текучести стали и можно допустить текучесть стали, то эта величина может быть увеличена до величины 3 % и более. Тогда ограничений по радиационно-термическим изменениям бетона «сухой» защиты при продлении сроков эксплуатации не будет. Однако это должно быть обосновано данными об изменениях физико-механическим свойствам стали облицовки в процессе эксплуатации.

Вместе с тем, в настоящей работе рассмотрены радиационные изменения бетона «сухой» защиты на типичном серпентините Баженовского месторождения, содержащем 85% минерала серпентина и 15% примесей. Однако, по данным [21, 22] минеральный состав серпентинита Баженовского месторождения может отличаться. Кроме того, в ТУ 95.6112.76 требования по минеральному составу серпентинита не прописаны. В связи с этим возможно поступление на строительство серпентинитового заполнителя с минеральным составом, отличающимся от рассмотренного типичного минерального состава.

В основном различия в минеральном составе могут быть связаны с увеличением содержания оливина и пироксена при уменьшении содержания минерала серпентина. По данным работы [9] при увеличении содержания этих минералов до 20 – 40 % радиационные изменения бетона «сухой» защиты будут возрастать до 2-3 раз. Тогда увеличение объема может превысить 3%. В связи с этим, для определения истинных радиационно-термических изменений бетонов «сухой» защиты при установлении предельного срока эксплуатации, конкретной АЭС необходимо также уточнить минеральный состав серпентинитового заполнителя. Например, сделать это на основании изучения архивных материалов и образцов, сохраненных со строительства АЭС или проведения натуральных исследований материала «сухой» защиты. Необходимо также установить фактические

значения радиационных нагрузок и температур, воздействующих на «сухую» защиту.

Заключение

Выполненные расчетно-аналитические исследования влияния продолжительности работы АЭС с реакторами ВВЭР при продлении срока их эксплуатации на радиационные и радиационно-термические изменения объема и прочности на сжатие серпентинитовых бетонов «сухой» защиты на типичном серпентинитовом заполнителе Баженовского месторождения позволяют сделать следующие выводы:

1. С ростом продолжительности эксплуатации радиационные изменения серпентинитового бетона «сухой» защиты АЭС с ВВЭР-440 и АЭС ВВЭР-1000 в основном будут монотонно возрастать и по изменению объема могут стать соизмеримыми или даже превышать допустимые значения, поэтому должны учитываться при продлении сроков эксплуатации АЭС. При увеличении общей продолжительности эксплуатации до 120 лет радиационное увеличение объема и снижение прочности может достигать до 1 - 2,3 % и 6 - 32% соответственно.

2. Наибольшие радиационные изменения бетонов «сухой» защиты будут происходить при средней температуре эксплуатации 40 оС. При средних температурах 50 оС и 60 оС радиационное увеличение объема уменьшается в основном в 1,3 и 1,8 раза соответственно, а радиационное снижение прочности уменьшается в 1,1 – 1,2 и 1,1-1,5 раза, соответственно.

3. На АЭС с ВВЭР-440 в бетонах «сухой» защиты происходят, и будут происходить, в 2-4 раза более значительные радиационные изменения, чем на АЭС с ВВЭР-1000.

4. Термические изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты при воздействии эксплуатационных и аварийных температур, возрастают с ростом температуры и вносят значимый вклад в радиационно-термические

изменения бетонов «сухой» защиты. В связи с этим должны учитываться радиационно-термические изменения бетонов «сухой» защиты при продлении сроков эксплуатации.

5. Полученные результаты могут быть использованы для установления допустимого срока продления эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 по радиационно-термическим изменениям бетонов «сухой» защиты. Это должно выполняться на основании расчетов напряженно-деформируемого состояния конструкции «сухой» защиты из условия обеспечения прочности конструкции и стальной облицовки, образования и раскрытия трещин в бетоне, исходя из радиационно-термических изменений объема и прочности бетона.

6. Приближенная оценка предельной продолжительности эксплуатации «сухой» защиты на основании предельных радиационно-термических изменений объема, принимаемых в предшествующей работе авторов для шахты реактора (3% - по прочности бетона железобетонной статически неопределимой конструкции, 1% - по прочности стальной облицовки, исходя из достижения предела текучести) показала следующее:

- Во всех рассмотренных случаях радиационно-термические изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты реакторов типа ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 не превышают 3% по прочности бетона железобетонной статически неопределимой конструкции. В связи с этим, полученные расчетные значения изменений объема серпентинитового бетона «сухой» защиты не должны ограничивать продление срока эксплуатации АЭС.

- Радиационно-термические изменения объема серпентинитового бетона «сухой» защиты в зависимости от рассматриваемых температурных воздействий могут превышать значения 1% по прочности стальной облицовки уже после 5-25 лет у АЭС с реактором ВВЭР-440 и после 15-100 лет у АЭС с реактором ВВЭР-1000.

7. Судя по полученным данным, основным ограничением срока продления эксплуатации АЭС с реакторами типа ВВЭР-1000 и особенно ВВЭР-440, будет обеспечение прочности стальной облицовки. Однако, если радиационное охрупчивание стали под действием нейтронов не существенно уменьшает площадку текучести стали и можно допустить текучесть стали, то эта величина может быть увеличена до величины в 3 % и более. Тогда ограничений по радиационно-термическим изменениям бетона «сухой» защиты при продлении срока эксплуатации не будет. Однако это должно быть обосновано данными об изменениях физико-механических свойств стали облицовки в процессе эксплуатации.

8. Необходимо учесть, что в настоящей работе рассмотрены радиационные изменения бетона «сухой» защиты на типичном серпентините Баженовского месторождения, содержащем 85% минерала серпентина и 15% примесей. Однако минеральный состав серпентинита Баженовского месторождения может варьироваться и возможно поступление на строительство серпентинитового заполнителя с минеральным составом, отличающимся от рассмотренного типичного минерального состава. При этом радиационные изменения серпентинитовых бетонов «сухой» защиты могут возрастать.

9. Для более точного определения радиационно-термических изменений бетонов «сухой» защиты при установлении предельного срока эксплуатации конкретной АЭС необходимо уточнить минеральный состав серпентинитового заполнителя для введения поправки на радиационные изменения на основании имеющихся исследований. Например, сделать это на основании изучения архивных материалов и образцов, сохраненных со строительства АЭС или проведения натурных исследований материала «сухой» защиты. Необходимо также установить фактические значения радиационных нагрузок и температур, воздействующих на «сухую» защиту.

Литература

1. 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.

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

3. Современное состояние атомной энергетики в России. Ситуация на 2020 год. // Российский Социально-Экологический Союз. URL: rusecounion.ru/ru/current_state_nuclear_power_Russia (дата обращения: 26.11.2023).

4. 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.

5. Дубровский В.Б. Радиационная стойкость строительных материалов. М.: Стройиздат, 1977. 278 с.

6. Денисов А.В., Дубровский В.Б., Соловьев В.Н. Радиационная стойкость минеральных и полимерных строительных материалов. М.: Издательский дом МЭИ, 2012. 284 с.

7. William, K., Xi, Y., Naus, D. A review of the effects of radiation on microstructure and properties of concretes used in nuclear power plants. Tech. Rep. NUREG/CR-7171 ORNL/TM-2013/263, US Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory, 2013. URL: nrc.gov/docs/ML1332/ML13325B077.pdf (дата обращения: 26.11.2023).

8. Денисов, А. В. Радиационные изменения бетонов шахты водо-водяных энергетических реакторов при продлении эксплуатации АЭС // Инженерный вестник Дона, 2023. № 3. URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n3y2023/8291/

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. Denisov A. V., Sprince A. Analytical determination of thermal expansion of rocks and concrete aggregates // Magazine of Civil Engineering. – 2018. №. 4(80). pp. 151-170. – DOI 10.18720/MCE.80.14.

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

12. Жуков В.В., Цикунов В.С., Хаджишалапов Г.Н., Магомедов А.Д. Жаростойкий бетон и тяжелый бетон для повышенных температур в реакторостроении. Махачкала: Новый день, 2002. 151 с.

13. 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.

14. 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.

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

16. Жолдак Г. И. Сухая защита энергетических реакторов. //Сборник трудов МИСИ им. В.В. Куйбышева. № 146. Москва, 1977. С. 16-22.

17. Алтынбаев А.В, Полякова Р.О., Якобсон М.Я., Чернобаева А.А., Ерак Д. Ю., Журко Д.А., Зверев И.В. 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.).

18. Pomaro, B.; Salomoni, V.A.; Gramegna, F.; Prete, G.; Majorana, C.E. Radiation damage evaluation on concrete within a facility for Selective Production of Exotic Species (SPES Project), Italy. *J. Hazard. Mater.* 2011, 194, 169–177.

19. 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/.

20. 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.*

21. Жолдак Г.И. О тепловой стойкости серпентинитового бетона для защиты реактора АЭС. *Строительство электростанций на ядерном и органическом топливе. Сборник трудов МИСИ им. В.В. Куйбышева. № 165. Под редакцией В.Б.Дубровского и Н.Я. Турчина. Москва, 1979. С. 58-74.*

22. Бахтерев В. В. Высокотемпературная электропроводность серпентинизированных гипербазитов и прогноз оруденения. *Горный информационно-аналитический бюллетень (научно-технический журнал)*. 2011, № 10. С. 69-73.

References

1. 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.*

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

3. Sovremennoe sostoyanie atomnoj energetiki v Rossii. Situaciya na 2020 god [Current state of nuclear energy in Russia. Situation for 2020]. Rossijskij Social'no-Ekologicheskij Soyuz. URL: rusecounion.ru/ru/current_state_nuclear_power_Russia (data application: 26.11.2023).

4. 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. Moskva: Atomizdat, 1973. 264 p.

5. Dubrovskiy V. B. Radiatsionnaya stoykost stroitelnykh materialov [Radiation Stability of building materials]. Moskva: Stroyizdat, 1977. 278 p.

6. Denisov A.V., Dubrovskiy V.B., Solovev V.N. Radiatsionnaya stoykost mineralnyh i polimernykh stroitelnykh materialov [Radiating stability of mineral and polymer building materials]. Moskva: Izdatelskiy dom MEI, 2012. 284 p.

7. William, K., Xi, Y., Naus, D. A review of the effects of radiation on microstructure and properties of concretes used in nuclear power plants. Tech. Rep. NUREG/CR-7171 ORNL/TM-2013/263, US Nuclear Regulatory Commission, Oak Ridge National Laboratory, 2013. URL: nrc.gov/docs/ML1332/ML13325B077.pdf (data application: 2.11.2023).

8. Denisov, A. V. Inzhenernyj vestnik Dona, 2023. № 3. URL: ivdon.ru/ru/magazine/archive/n3y2023/8291/

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. Vol. 365, 3. Moscow: Institute of Physics Publishing, 2018. P. 032028. DOI: 10.1088/1757-899X/365/3/032028

10. Denisov A. V., Sprince A. Magazine of Civil Engineering. 2018. No. 4(80). pp. 151-170. DOI 10.18720/MCE.80.14.

11. Spravochnik fizicheskikh konstant gornyh porod [Handbook of physical constants of rocks]. Pod red. S. Klarka. Per. s angl. M. : Mir, 1969. 543 p.

12. Zhukov V.V., Tsikunov B.C., Hadzhishalapov G.N., Magomedov A.D. Zharostoykiy beton i tyazhelyy beton dlya povyshennykh temperatur v reaktorostroenii [Heat-resistant concrete and heavy concrete for elevated temperatures in reactor construction]. Mahachkala: Novyj den, 2002. 151 p.

13. 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.

14. 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.

15. Khmurovska Y., Štemberk P., Fekete T., Eurajokic T. Nuclear Engineering and Design. 2019, Vol. 350. pp. 58-66.

16. ZHoldak G. I. Suhaya zashchita energeticheskikh reaktorov. Sbornik trudov MISI im. V.V. Kujbysheva No 146. Moskva, 1977. pp. 16-22.

17. Altynbayev A.V, Polyakova R.O., Yakobson M.Ya., Chernobaeva A.A., Erak D. YU., ZHurko D.A., Zverev I.V. 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. atomsro.ru/wp-content/uploads/file/0PORTAL/AtomStroyStandart_2016/Poliakova_2016_AS.pdf

(date accessed: 23.01.2022).

18. Pomaro, B.; Salomoni, V.A.; Gramegna, F.; Prete, G.; Majorana, C.E. Radiation damage evaluation on concrete within a facility for Selective Production of Exotic Species (SPES Project), Italy. *J. Hazard. Mater.* 2011, 194, 169–177.

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

20. 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.*

21. ZHoldak G.I. O teplovoj stoykosti serpentinitovogo betona dlya zashchity reaktora AES [On the thermal resistance of serpentinite concrete for protecting a nuclear power plant reactor]. *Stroitelstvo elektrostancij na yadernom i organicheskom toplive. Sbornik trudov MISI im. V.V. Kujbysheva №165. Pod redakciej V.B.Dubrovskogo i N.Ya. Turchina. Moskva, 1979. pp. 58-74.*

22. Bahterev V. V. Gornyj informacionno-analiticheskij byulleten' (nauchno-tekhnicheskij zhurnal). 2011, No 10. pp. 69-73.

Дата поступления: 15.02.2024

Дата публикации: 19.03.2024