

**ДИНАМИЧЕСКИЙ ПОДХОД К ПРОГНОЗИРОВАНИЮ ОСТАТОЧНОГО СРОКА СЛУЖБЫ КОРПУСОВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР**

Н.И. Карпунин, В.М. Душкевич (НТЦ ЯРБ)

Основной фактор, определяющий срок службы безопасной эксплуатации корпусов реакторов (КР) типа ВВЭР, – охрупчивание материала корпуса в процессе длительной работы в условиях нейтронного облучения, т. е. радиационное старение. Хрупкое разрушение наиболее опасно и может привести к выходу из строя конструкции.

С целью установления остаточного срока службы КР необходимо рассмотреть главные факторы и оценить ожидаемый эффект нейтронного охрупчивания. Для этого нужно выбрать модель охрупчивания, средства измерения и определить влияние различных факторов.

Наибольшую важность имеет проблема, связанная с быстрым разрушением путем распространения хрупкой трещины. Хрупкое разрушение устанавливает консервативный подход к конструированию и эксплуатации КР.

Для приведенного в статье исследования представляют интерес явления радиационного повреждения металлов, которые определяют изменения физико-механических свойств и влияют на работоспособность реакторной системы в течение запланированного срока службы. Поэтому необходимо располагать максимальной информацией о свойствах основного металла КР, металла сварного шва (СШ) и зоны термовлияния до и после облучения. Два последних вида металлов имеют различные свойства, несмотря на то, что стандарты сталелитейного производства и изготовления стальных изделий направлены на ограничение таких вариаций.

Рассмотренный в статье подход к оценке остаточного срока службы предусматривает использование математических принципов принятия решений с учетом экспериментальных данных по образцам-свидетелям, применяемым для мониторинга КР. Указанные принципы для решения поставленных задач обеспечения целостности КР и продления их срока службы основаны на создании гибкой системы функциональных зависимостей, которые могли бы, не меняя целиком всю нормативную базу при получении дополнительной экспериментальной информации или создании новых вычислительных кодов, уже после внедрения нормативных документов вводить в эту систему новые данные и выполнять пересчет параметров функциональных зависимостей.

Развитие средств вычислительной техники в последние годы позволяет выполнять расчеты с высокой степенью точности и использовать высокоэффективные системы управляемых баз данных для хранения и оперативного использования экспериментальных данных о химическом составе и физико-механических свойствах материалов КР. Это дает возможность выполнять более детальные, чем раньше, расчеты на прочность КР типа ВВЭР с применением энергетических ( $J$ -интеграл,  $J_I$ ) или силовых ( $K$ ,  $K_I$ ) характеристик трещиностойкости, а также определять уточненный ресурс КР.

С учетом специфики вопроса необходимо больше уделять внимания консервативности математической оценки для остаточного срока службы КР. С целью анализа остаточного ресурса КР типа ВВЭР рекомендуется алгоритм действий, приведенный на рис. 1.

Алгоритм расчета остаточного ресурса КР имеет итерационную природу, для реализации которого разработана компьютерная программа LIFE, использующая вышеуказанный алгоритм, за исключением расчета напряжений в стенке КР (расчет напряжений в стенке КР проводится отдельно с помощью различных конечно-элементных компьютерных программ).

В качестве исходного прогнозного значения предельно-допустимого флюенса принимается максимальное расчетное значение флюенса нейтронов ( $E \geq 0,5$  МэВ) на стенке КР при заданном сроке службы.

Расчет коэффициентов интенсивности напряжений в КР  $K_I$  проводится на основании действующих методик определения ресурса КР типа ВВЭР [1, 2].

После сравнения рассчитанного коэффициента интенсивности напряжений  $K_I$  с допускаемым значением коэффициента интенсивности напряжений  $[K_I]_i$ , выбирается решение:

1) если  $K_I \approx [K_I]_i$ , то заканчивается процесс итерации;

2) если  $K_I > [K_I]_i$ , то выполняется перерасчет максимальной величины флюенса нейтронов при прогнозе срока службы так долго, пока не будет выполнено следующее условие:

$$K_I \approx [K_I]_i;$$

3) если  $K_I < [K_I]_i$ , то выполняется перерасчет максимальной величины флюенса нейтронов при прогнозе срока службы так долго, пока не будет выполнено следующее условие:

$$\min([K_I]_i - K_I), \text{ и тогда заканчивается процесс итерации.}$$

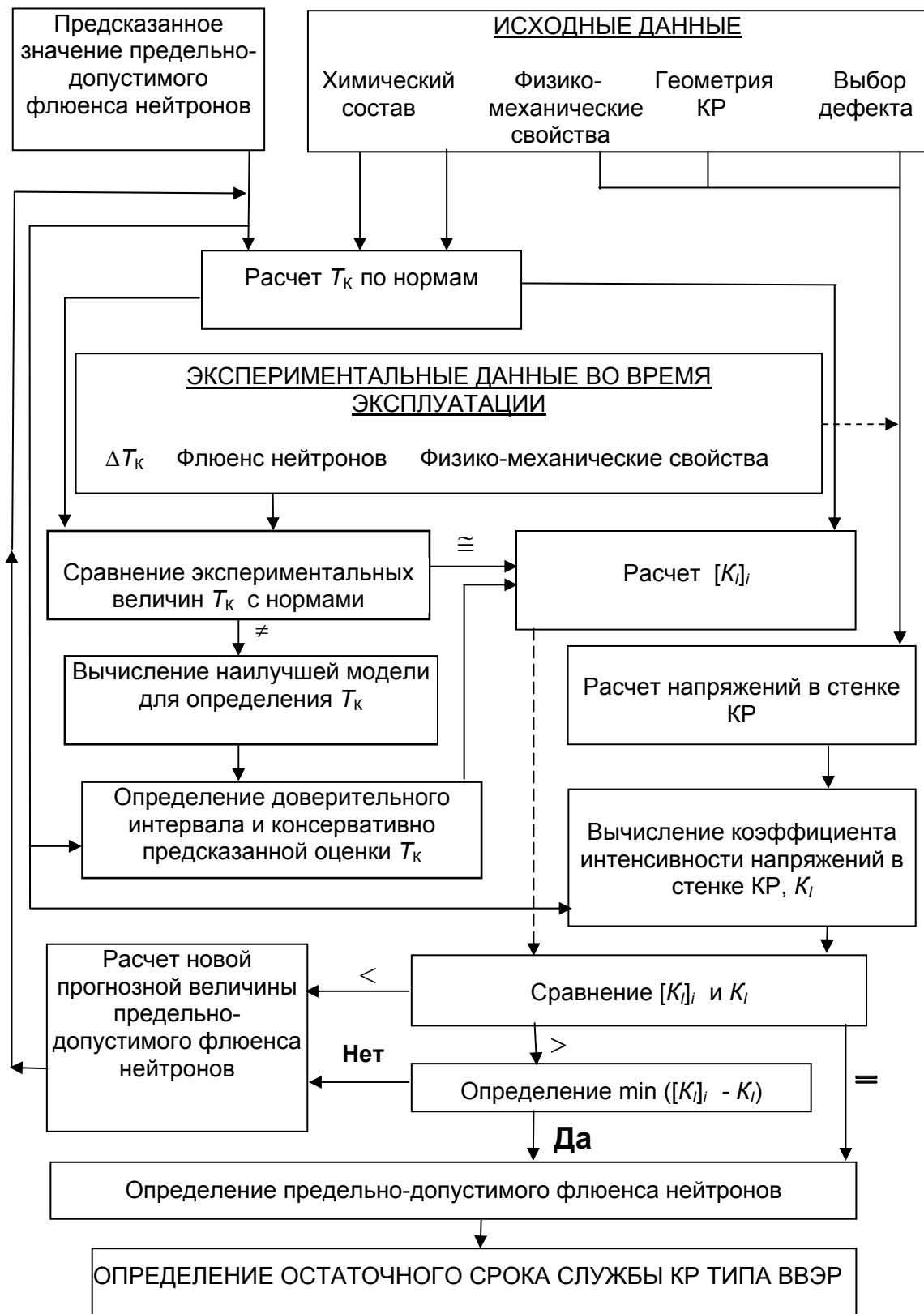


Рис.1. Блок-схема алгоритма оценки остаточного срока службы КР типа ВВЭР

В случае наличия экспериментальных значений  $T_k$  расчет наилучшей модели для определения зависимости  $T_k$  от флюенса быстрых нейтронов и химического состава можно не проводить, если разработанные в последнее время готовые зависимости  $T_k$  удовлетворяют экспериментальным данным.

Использование регрессионного анализа для моделирования зависимостей сдвига температуры хрупко-вязкого перехода  $\Delta T_k$  от флюенса нейтронов при получении новых экспериментальных данных особенно важно для динамического консервативного прогноза сдвига температуры хрупко-вязкого перехода.

В качестве примера выполнен расчет прогноза сдвига температуры охрупчивания для СШ №4 КР блока 1 Кольской АЭС (Ко-1).

Для достоверного прогноза сдвига критической температуры хрупкости  $\Delta T_k$  при продлении срока службы КР необходимо иметь в наличии измеренные величины сдвига до величин флюенсов, удовлетворяющих ожидаемому сроку службы при продлении. Эти данные получают путем дооблучения уже облученных темплетов в одних реакторах до необходимых величин флюенсов нейтронов в других реакторах, соответствующих определенному сроку службы корпуса в процессе сверхпроектной эксплуатации [3].

С целью прогноза критической температуры охрупчивания используются данные, полученные для различных темплетов с разными составами примесей фосфора и меди, и соответственно необходимо корректировать измеренные  $\Delta T_k$  по коэффициенту химического фактора  $A_F$  для СШ [1]:

$$A_F = 800 (P + 0,07 Cu), \quad (1)$$

где  $P$  – концентрация фосфора;

$Cu$  – концентрация меди.

Влияние различных условий облучения темплетов по фляксу нейтронов  $\phi$  на величину интенсивности радиационного охрупчивания материала КР учитывается согласно модели накопления в материале КР процессов охрупчивания (рис. 2) в регрессионном анализе экспериментальных данных по величине сдвига  $T_k$ . Другим условиям облучения по  $\phi$  соответствуют и другие величины плотности потока гамма-излучения, которое также влияет на охрупчивание. Указанные параметры облучения, включая температуру облучения, дают суммарный эффект, который отражается в величине сдвига  $T_k$ , измеряемого на основании испытаний темплетов.

По указанным выше причинам используются результаты испытания темплетов  $\Delta T_k$  для корпусов разных реакторов одной серии с близкими составами примесей фосфора и меди в основном металле и СШ и прошедших одинаковое число отжига.

В качестве регрессионной модели радиационного охрупчивания металла СШ КР типа ВВЭР-440/230 (Нововоронежская АЭС блок 4, Ко-1 и Ко-2) после единственного отжига использовалась следующая зависимость:

$$\Delta T_k = A_F (a_1 F + a_2 F^2 + a_3 F^3) / \lg(\phi), \quad (2)$$

где  $a_1, a_2, a_3$  – коэффициенты уравнения;

$\phi$  – флякс быстрых нейтронов,  $10^{10}$  н·см<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup>;

$F$  – флюенс быстрых нейтронов, набранный после отжига,  $10^{18}$  н·см<sup>-2</sup>.

При вычислении доверительного интервала для линии регрессии  $\Delta T_{ki}$ , а также прогнозирующего интервала для  $\Delta T_{ki}$  в любой дополнительной  $i$ -экспериментальной точке использовались [4]:

- дисперсионная матрица Фишера;
- матрица частных производных регрессионной модели по ее коэффициентам;
- сумма квадратов отклонений экспериментальных данных от модельной кривой;
- коэффициент Стьюдента.

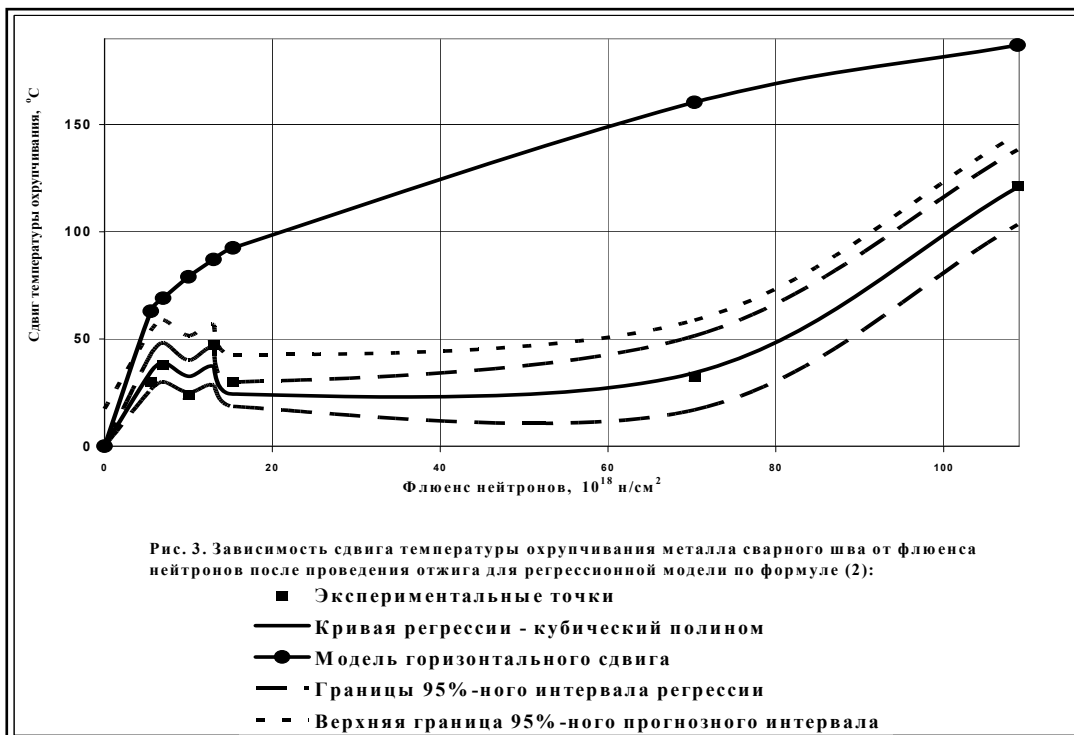
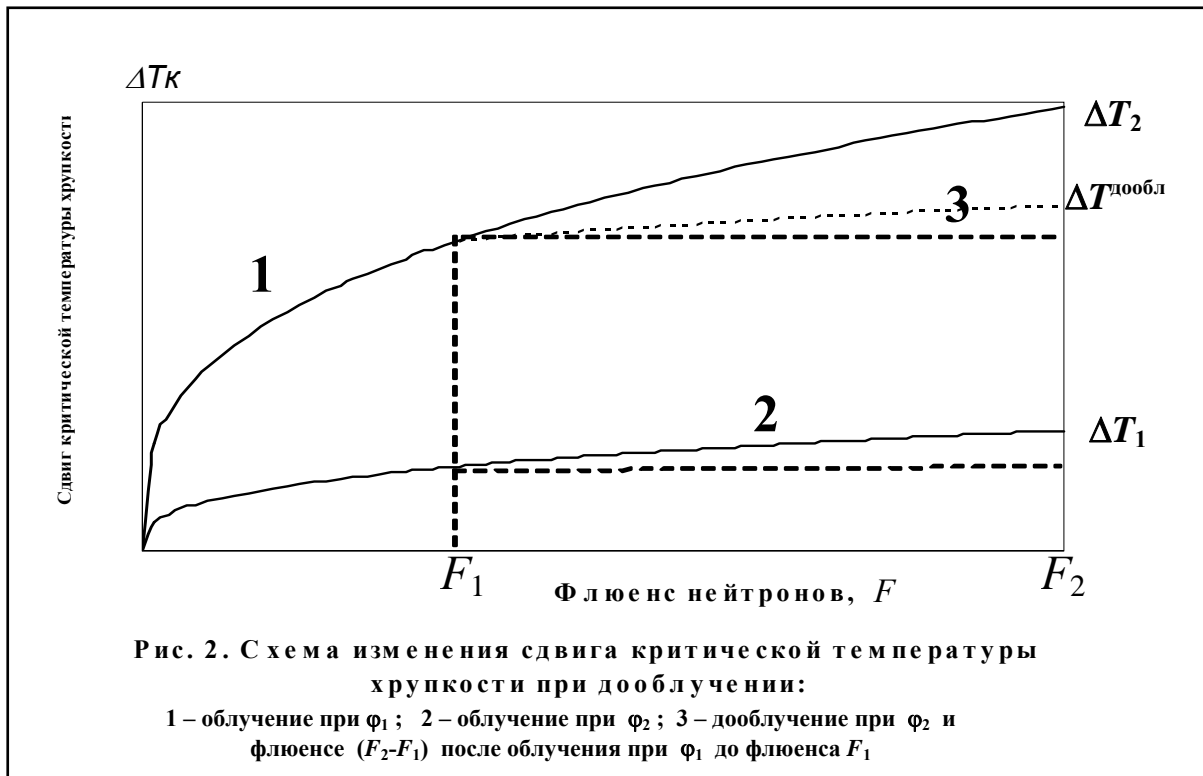
На рис. 3 показана регрессионная кривая, полученная по кубической модели охрупчивания (см. формулу 2) с учетом флякса нейтронов. График зависимости сдвига температуры хрупко-вязкого перехода  $\Delta T_k$  от флюенса быстрых нейтронов (см. формулу 2) проведен в соответствии с конкретными значениями фляксов нейтронов, которыми облучались КР. На рис.3, 4 также показана модель горизонтального сдвига [5], которая считается наиболее оправданной из известных трех моделей, используемых для определения критической температуры хрупкости металла корпуса реактора при эксплуатации после его отжига [6].

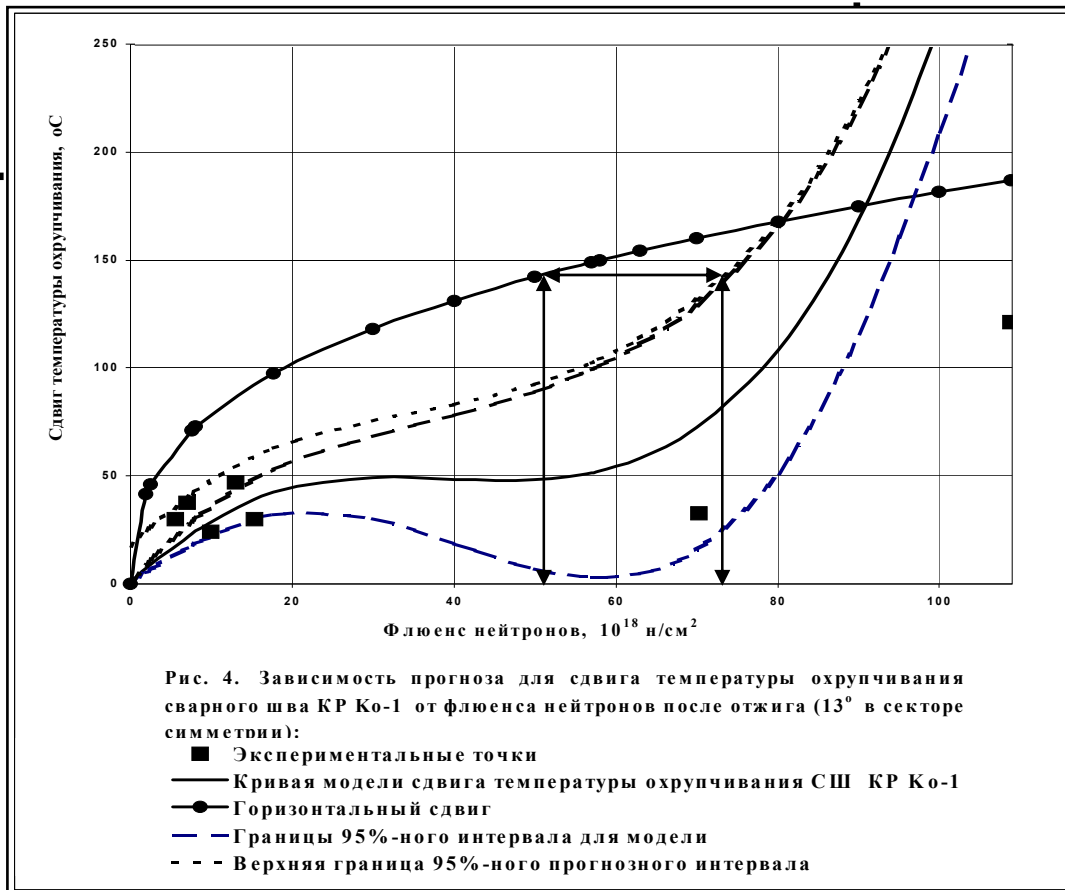
На основании выполненного регрессионного анализа по формуле (2) можно построить прогнозную кривую для радиационного охрупчивания с фляксом нейтронов на КР Ко-1.

На рис.4 показан график зависимости  $\Delta T_k$  от флюенса быстрых нейтронов (см. формулу 2) для флякса нейтронов на КР Ко-1. Левая вертикальная прямая связывает максимальное расчетное значение флюенса нейтронов ( $E \geq 0,5$  МэВ) на стенке КР за определенный срок службы (в данном случае приблизительно 40 лет) с гарантированным сдвигом температуры хрупко-вязкого перехода от флюенса быстрых нейтронов. Горизонтальная прямая проведена на уровне гарантированного сдвига температуры хрупко-вязкого перехода. Правая вертикальная прямая определяет уточненное значение флюенса нейтронов ( $E \geq 0,5$  МэВ) на стенке КР с использованием прогнозной оценки зависимостей сдвига температуры хрупко-вязкого перехода от флюенса быстрых нейтронов.

Уточненный анализ прогноза процесса охрупчивания показал, что срок службы КР может отличаться от проектного и в рассмотренном примере был выше проектного срока службы.

При получении очередных экспериментальных значений по образцам-свидетелям можно провести очередной уточненный анализ процесса охрупчивания и определить новое прогнозное значение срока службы КР.





### Литература

1. Нормы расчетов на прочность оборудования и трубопроводов АЭС: ПНАЭ-Г-7-002-86 /М.: Энергоатомиздат, 1987.
2. Методика определения ресурса корпусов атомных реакторов ВВЭР в процессе эксплуатации: МРК-СХР-2000/ СПб. М.: 2000.
3. Platonov P.A. et.al. International Journal of Pressure Vessels and Piping. 79 (2002). 643-648.
4. Математическая статистика // Под ред. В.С. Зарубина и А.П. Крищенко. М.: МГТУ, 2001.
5. Методика определения критической температуры хрупкости металла корпуса реактора при эксплуатации после его отжига. ИЦП МАЭ. Инв. № МКТ-02-98. М.:, 1998.
6. Платонов П.А., Штромбах Я.И., Николаев Ю.А. Анализ состояния металла корпусов действующих реакторов ВВЭР/ СПб. (Тр. 7-й Международной конференции «Проблемы материаловедения при проектировании, изготовлении и эксплуатации оборудования АЭС» 17-21 июня 2002 г.).