

## **ОПРЕДЕЛЕНИЕ РЕСУРСА БЕЗОПАСНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ КОРПУСА РЕАКТОРА ПУТЕМ ИСПЫТАНИЯ ОБРАЗЦОВ-СВИДЕТЕЛЕЙ**

**Э. У. Гриник, Л. И. Чирко, В. Н. Ревка, Ю. С. Гульчук, О. В. Дрогаев**

Даны основные представления о существующей в Украине программе образцов-свидетелей металла корпуса реактора типа ВВЭР-1000 и ее недостатках. На примере результатов, полученных при исследовании образцов с повышенным содержанием никеля после облучения в реакторе на протяжении 5 и 9 лет, показано, что коэффициент радиационного охрупчивания для такого металла достигает проектной величины.

### **Введение**

Одним из важнейших условий безопасной эксплуатации энергоблока АЭС является целостность корпуса ядерного реактора. При эксплуатации энергоблока материал стенки корпуса находится под воздействием нейтронного и гамма-излучения, а также повышенной температуры и высокого давления.

Корпус реактора изготовлен из малоуглеродистой низколегированной стали ферритного класса. Для контроля за изменениями механических свойств металла корпуса реактора в процессе его эксплуатации выполняются специальные исследования по программе образцов-свидетелей (ОС) для каждого блока типа ВВЭР-1000, находящегося в эксплуатации. Анализ результатов исследований позволяет судить о текущем состоянии материала стенки корпуса и оценивать сроки безопасной эксплуатации блока.

В данной работе представлены основные результаты, полученные при исследовании ОС после облучения в реакторе на протяжении 5 и 9 лет.

### **Основные представления о программе ОС**

Национальная программа ОС, где были бы описаны стандарты и практические руководства для исследования и прогноза радиационно-индуцированных изменений в корпусных материалах пока отсутствует. В настоящее время используются принципиальные положения и нормы, которые принимались более 10 лет назад и требуют доработки согласно новейшим представлениям о поведении корпусных сталей под облучением.

Для реализации действующей программы ОС в каждый корпус реактора типа ВВЭР-1000 помещены на двух этажах герметичные контейнерные сборки с ОС, изготовленными из тех же материалов и по той же технологии, что и данный корпус.

Образцы верхнего этажа облучаются практически в таких же условиях, что и внутренняя поверхность корпуса напротив центра активной зоны, и характеризуют текущее состояние металла корпуса. Нижний этаж воспринимает в 2 - 2.5 раза большую плотность потока нейтронов и используются для прогнозирования состояния металла стенки корпуса на следующий срок эксплуатации. Для контроля условий облучения в контейнеры с образцами помещены датчики нейтронного потока и температуры.

Для определения радиационно-индуцированных изменений механических свойств используются образцы на статическое растяжение, Шарпи-образцы для ударных испытаний и изгибные (или компактные) образцы для испытаний на статическую вязкость разрушения.

Периодически часть образцов извлекается из шахты реактора и отправляется на исследования. Испытания на статическое растяжение [1 - 3] дают информацию об изменениях прочностных ( $R_{p0.2}$ ,  $R_m$ ) и пластических ( $A_m$ ,  $A_5$ ,  $Z$ ) свойств материалов.

По результатам ударных испытаний Шарпи-образцов получают температурные зависимости ударной вязкости KCV, поперечного расширения Δb и доли вязкой составляющей в изломе В [1, 4, 5]. Используя эти зависимости, определяют сдвиг температуры перехода из вязкого состояния в хрупкое ΔT<sub>К</sub> и величину поглощенной энергии на верхнем шельфе USE.

Для определения характеристик вязкости разрушения (коэффициент интенсивности напряжений K<sub>IC</sub>, J-интеграл, критическое раскрытие трещины δ<sub>C</sub>) испытываются образцы на трехточечный изгиб или компактные образцы [6].

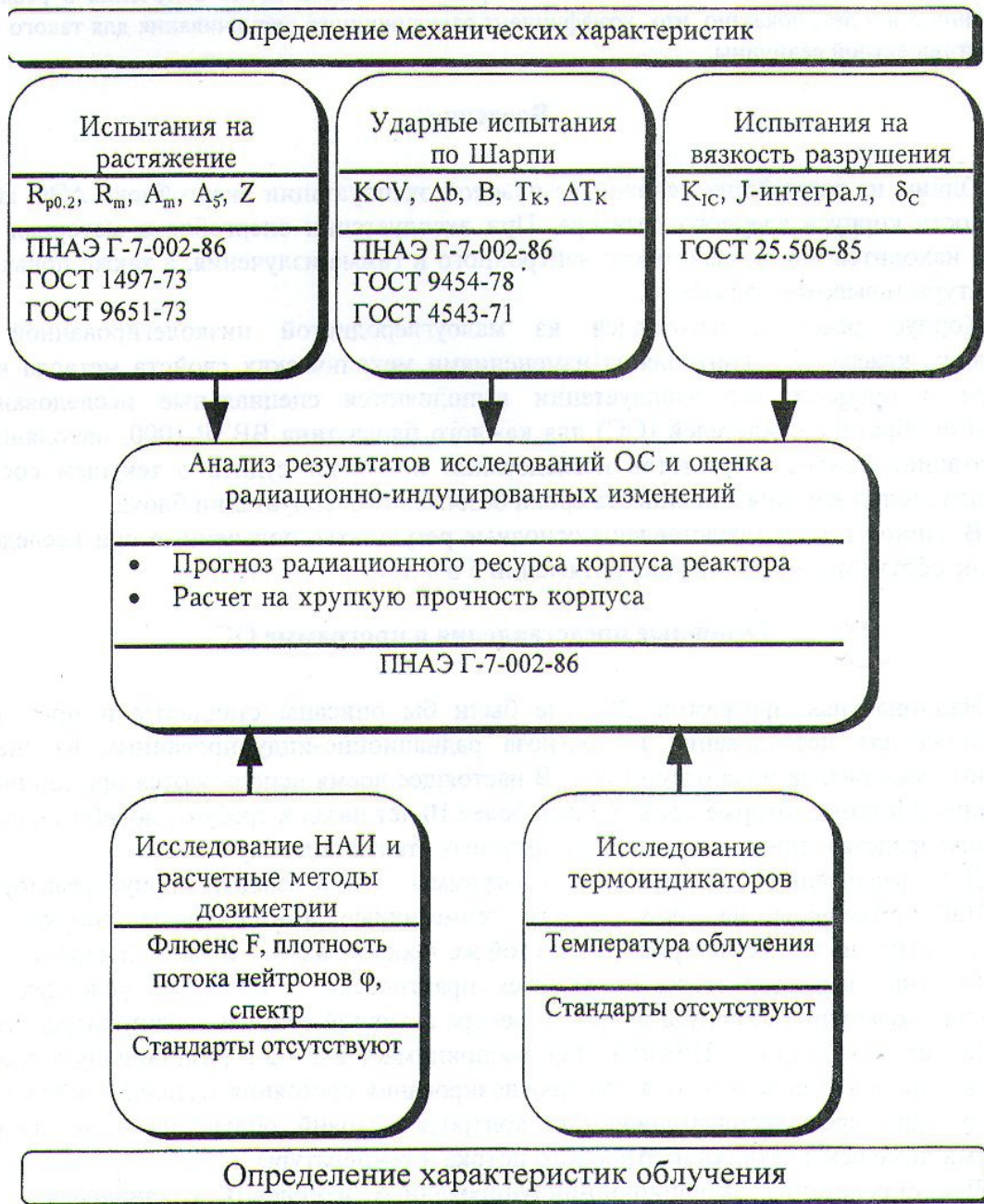


Рис. 1. Схема применения существующих нормативных документов по программе ОС.

По результатам исследования нейтронно-активационных и термоиндикаторов [7] или используя расчетно-экспериментальные методики [8] определяют параметры облучения (плотность потока нейтронов, флюенс, температура). Здесь следует обратить внимание на то,

что определение характеристик облучения не регламентировано нормативными документами в отличие от механических испытаний.

Другими словами, не существует стандартов, ясно и однозначно описывающих процедуру измерений величины флюенса, температуры облучения и т.д. для ОС и устанавливающих точность и достоверность определяемых параметров.

На основании полученных результатов строят дозовые зависимости сдвига критической температуры хрупкости  $T_K$ , определяют коэффициент радиационного охрупчивания  $A_F$  и выполняют расчет на хрупкую прочность корпуса. Дозовые зависимости  $\Delta T_K$  наглядно показывают динамику деградации вязких свойств корпусных материалов и позволяют сравнить реальную степень охрупчивания с нормативной. Расчет на прочность дает возможность оценить текущее состояние металла корпуса с точки зрения сопротивления неконтролируемому разрушению корпуса в различных режимах эксплуатации.

На рис. 1 показаны основные типы испытаний, получаемые характеристики и нормативные документы, согласно которым определяются эти характеристики.

### Образцы для исследований и методика эксперимента

В данной работе представлены результаты ударных испытаний Шарпи-образцов основного металла (ОМ) и металла сварного шва (СШ). Образцы ОМ изготовлены из стали марки 15X2НМФАА. Для выполнения СШ применялась сварочная проволока марки 12X2Н2ММА и флюс марки ФЦ-16. Следует отметить, что содержание никеля в СШ превышает значение, оговоренное в нормативных документах (1.3 % мас.). Химический состав ОМ и металла СШ приведен в таблице.

Химический состав исследованных материалов, % мас.

Материал	C	Si	Mn	Cr	Ni	Mo	Cu	S	P	V	As	Co	Sn	Sb
ОМ	0.15	0.33	0.48	2.07	1.12	0.53	0.06	0.009	0.007	0.1	0.004	0.005	0.001	0.001
СШ	0.06	0.26	0.97	1.8	1.88	0.65	0.02	0.007	0.006	-	-	-	-	-

Термообработка заготовок ОМ включала в себя нормализацию при 950 и 650 °С в течение 9 и 4 ч соответственно с охлаждением на воздухе, затем закалка от 910 °С с охлаждением в воде и последующий отпуск при 640 °С в течение 27 ч с охлаждением на воздухе.

Термическая обработка металла СШ проходила в три этапа: отпуск при 610, 620 и 640 °С в течение 5, 10 и 10 ч соответственно. После каждого отпуска материал для образцов СШ охлаждался с печью до 400 °С, затем на воздухе.

Для контроля температуры облучения в контейнеры с ОС устанавливались индикаторы температуры, представляющие собой алмазный порошок. Методика определения температуры облучения ОС основана на отжиге дефектов, наведенных облучением, и обладает очень низкой точностью, поэтому температура облучения ОС принимается равной температуре теплоносителя (~ 290 °С).

Плотность потока быстрых нейтронов ( $E > 0.5$  МэВ), определенная расчетно-экспериментальным путем, находилась в диапазоне: для образцов ОМ - верхний этаж  $(0.6 \div 1.1) \cdot 10^{15}$  н.м<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup>, нижний этаж  $(1.6 \div 2.9) \cdot 10^{15}$  н.м<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup>; для образцов СШ - верхний этаж  $(0.5 \div 0.9) \cdot 10^{15}$  н.м<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup>, нижний этаж  $(1.1 \div 2.2) \cdot 10^{15}$  н.м<sup>-2</sup>·с<sup>-1</sup>.

Ударные испытания стандартных Шарпи-образцов (10 × 10 × 55 мм) с V-образным надрезом были проведены на дистанционном маятниковом копре с максимальной запасенной энергией 300 Дж. Для обоих материалов было испытано по 18 необлученных образцов и по 24 облученных образца из верхнего и 12 облученных образцов из нижнего этажей для каждой выгрузки.

Чтобы определить значения температуры хрупко-вязкого перехода и энергии верхнего шельфа, температурные зависимости ударной вязкости были аппроксимированы функцией гиперболического тангенса вида

$$KCV = A + B \tanh\left(\frac{T - T_0}{C}\right).$$

Параметры функции определяли обработкой экспериментальных данных методом наименьших квадратов. Величина нижнего шельфа в среднем составляет 7 Дж · см<sup>-2</sup> и, следовательно,  $B = A - 7 \text{ Дж} \cdot \text{см}^{-2}$ .

Критическая температура хрупкости  $T_k$  определялась при значениях ударной вязкости 49 или 59 Дж · см<sup>-2</sup> в зависимости от величины предела текучести материала согласно ПНАЭ Г-7-002-86. Склонность материалов к охрупчиванию под облучением определяли по сдвигу температуры хрупко-вязкого перехода  $\Delta T_F = T_{KF} - T_{KI}$ , где  $T_{KF}$  и  $T_{KI}$  - переходные температуры для облученного и необлученного состояний соответственно.

### Основные результаты и обсуждение

Результаты ударных испытаний образцов металла СШ (нижний этаж) показаны на рис. 2. Как видно из рисунка, облучение сдвигает температуру хрупко-вязкого перехода в область более высоких значений и понижает ударную вязкость на верхнем шельфе температурной зависимости.

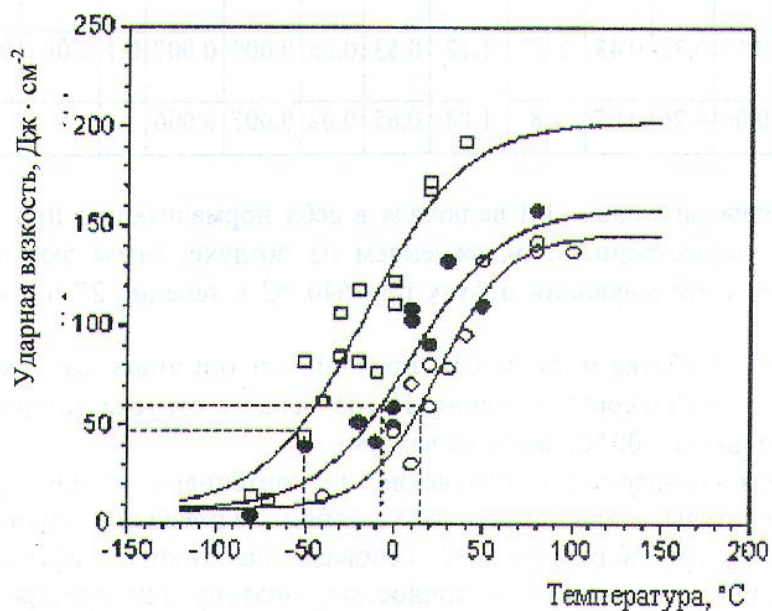


Рис. 2. Температурные зависимости ударной вязкости для металла СШ: □ - необлученные; ● - 1-й срок выгрузки  $(1.4 \div 2.7) \cdot 10^{23} \text{ н} \cdot \text{м}^{-2}$ ; ○ - 2-й срок выгрузки  $(2.2 \div 4.3) \cdot 10^{23} \text{ н} \cdot \text{м}^{-2}$ .

Дозовые зависимости сдвига температуры хрупко-вязкого перехода  $\Delta T_F$  для исследованных материалов показаны на рис. 3. Исследования, проведенные разработчиками корпусных сталей, показали, что сдвиг температуры хрупко-вязкого перехода под

облучением для сталей типа 15Х2НМФА с содержанием никеля  $\leq 1,5$  % подчиняется закону  $\Delta T_F = A_F \cdot (F \cdot 10^{-22})^{0.33}$  (где  $A_F$  - коэффициент радиационного охрупчивания,  $F$  - флюенс нейтронов). Проектный ресурс всех корпусных сталей рассчитывается по этой формуле, она является нормативной согласно ПНАЭ Г-7-002-86. Поэтому на рис. 3 экспериментальные точки аппроксимированы такой же функциональной зависимостью (кривые 2 и 4). На рисунке также нанесены кривые, построенные с помощью того же соотношения с нормативными значениями  $A_F = 23$  для ОМ (кривая 1) и  $A_F = 20$  для металла СШ (кривая 3).

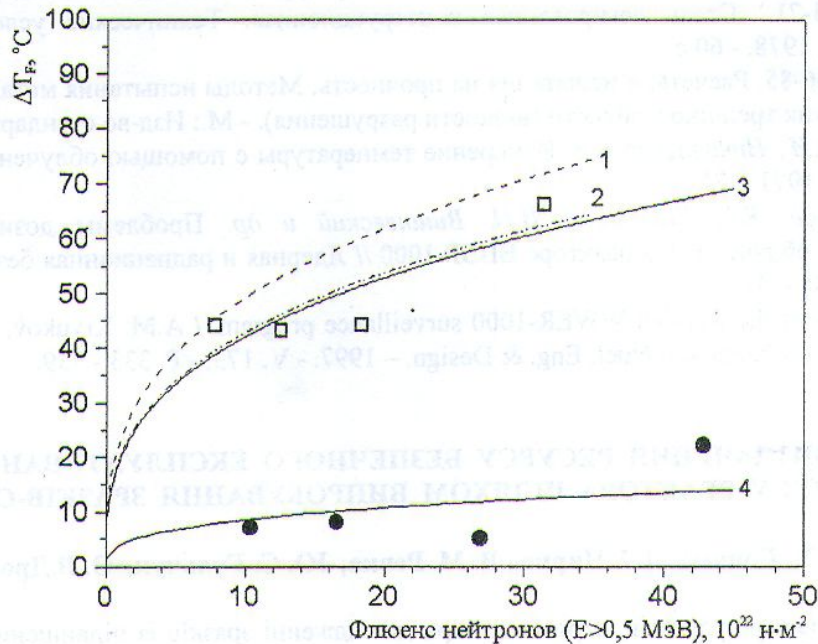


Рис. 3. Сдвиг температуры хрупко-вязкого перехода в зависимости от флюенса нейтронов: ● - ОМ, □ - СШ; кривые: 1 - проектная для ОМ; 2 - экспериментальная для СШ; 3 - проектная для СШ; 4 - экспериментальная для ОМ.

Полученные результаты показывают, что радиационная стойкость ОМ характеризуется коэффициентом  $A_F = 4$ , что существенно лучше нормативного. Для металла СШ величина  $A_F$ , полученная экспериментальным путем, несколько превышает проектное значение.

Охрупчивание металла СШ (см. рис. 3) происходит интенсивнее, чем для ОМ. Такое различие в радиационном охрупчивании ОМ и металла СШ согласуется с данными на растяжение и связано скорее всего с разным содержанием никеля в них. Полученные результаты согласуются с данными по охрупчиванию металла СШ [9], химический состав которого очень близок к исследованному металлу СШ (1,88 % никеля).

Материал СШ как менее устойчивый к радиационному охрупчиванию определяет ресурс корпуса реактора. Полученная величина  $\Delta T_F = 66$  °С на прогнозируемый срок эксплуатации до 20 лет (см. рис. 2 и 3) практически равна проектной. Этот факт демонстрирует влияние содержания никеля на скорость радиационного охрупчивания, поскольку в стали СШ содержание других опасных химических элементов даже ниже, чем в ОМ. Поэтому для возможности оценки и предсказания радиационного старения металла СШ корпуса реактора под давление типа ВВЭР-1000 с высоким содержанием никеля необходимы специальные исследования.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. *Нормы расчета на прочность оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок (ПНАЭ Г-7-002-86) / Госатомэнергонадзор - М.: Энергоатомиздат, 1989. - 525 с.*
2. *ГОСТ 1497-73 (СТ СЭВ 471-77). Металлы. Методы испытаний на растяжение. - М.: Изд-во стандартов, 1983. - 42 с.*
3. *ГОСТ 9651-73 (СТ СЭВ 1194-78). Металлы. Методы испытаний на растяжение.- М.: Изд-во стандартов, 1983. - 7 с.*
4. *ГОСТ 9454-78 (СТ СЭВ 472-77, СТ СЭВ 473-77). Металлы. Метод испытания на ударный изгиб при пониженной, комнатной и повышенной температурах. - М.: Изд-во стандартов, 1982. - 12 с.*
5. *ГОСТ 4543-71. Сталь легированная конструкционная. Технические условия.- М.: Изд-во стандартов, 1978. - 60 с.*
6. *ГОСТ 25.506-85. Расчеты и испытания на прочность. Методы испытания металлов. Определение характеристик трещиностойкости (вязкости разрушения). - М.: Изд-во стандартов, 1985.-61 с.*
7. *Карпугин В.И., Николаенко В.А. Измерение температуры с помощью облученного алмаза. – М.: Атомиздат, 1971. - 71 с.*
8. *В.Н. Буканов, Е.Г. Васильева, И.Н. Вишнеvский и др. Проблемы дозиметрии образцов-свидетелей, облученных в реакторе ВВЭР-1000 // Ядерная и радиационная безопасность. – 2000. - № 2. – С. 35 – 41.*
9. *Basic results of the Russian WWER-1000 surveillance program. / А.М. Kryukov, Yu.A. Nikolaev, Т. Planman, Р.А. Platonov. // Nucl. Eng. & Design. – 1997. - V. 173. - P. 333 - 339.*

**ВИЗНАЧЕННЯ РЕСУРСУ БЕЗПЕЧНОГО ЕКСПЛУАТУВАННЯ  
КОРПУСУ РЕАКТОРА ШЛЯХОМ ВИПРОБУВАННЯ ЗРАЗКІВ-СВІДКІВ**

**Е. У. Гринік, Л. І. Чирко, В. М. Ревка, Ю. С. Гульчук, О. В. Дрогаєв**

На прикладі результатів, отриманих при дослідженні зразків із підвищеним вмістом нікелю після опромінення в реакторі протягом 5 та 9 років, показано, що коефіцієнт радіаційного окрихчування такого металу досягає проектної величини.

**REACTOR PRESSURE VESSEL OPERATION LIFE-TIME DETERMINATION  
BY SURVEILLANCE SAMPLES TESTING**

**E. Grynik, L. Chyrko, V. Revka, Yu. Gulchuk, O. Drogaev**

The main ideas about WWER-1000 type reactor pressure vessel metal surveillance samples program existing in Ukraine and its shortcomings are presented in the paper. On the basis of the results obtained after investigation of the samples with increased Nickel content irradiated in the reactor within 5 and 9 years it is shown that the irradiation embrittlement ratio for such a metal reaches a designed value.