



10-я Международная научно-техническая конференция
«Безопасность, эффективность и экономика атомной энергетики»

ОСНОВНЫЕ МЕХАНИЗМЫ РАДИАЦИОННОГО ПОВРЕЖДЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ ВКУ И МАТЕРИАЛОВЕДЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ИХ ДЛИТЕЛЬНОЙ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Г.П. Карзов, Б.З. Марголин

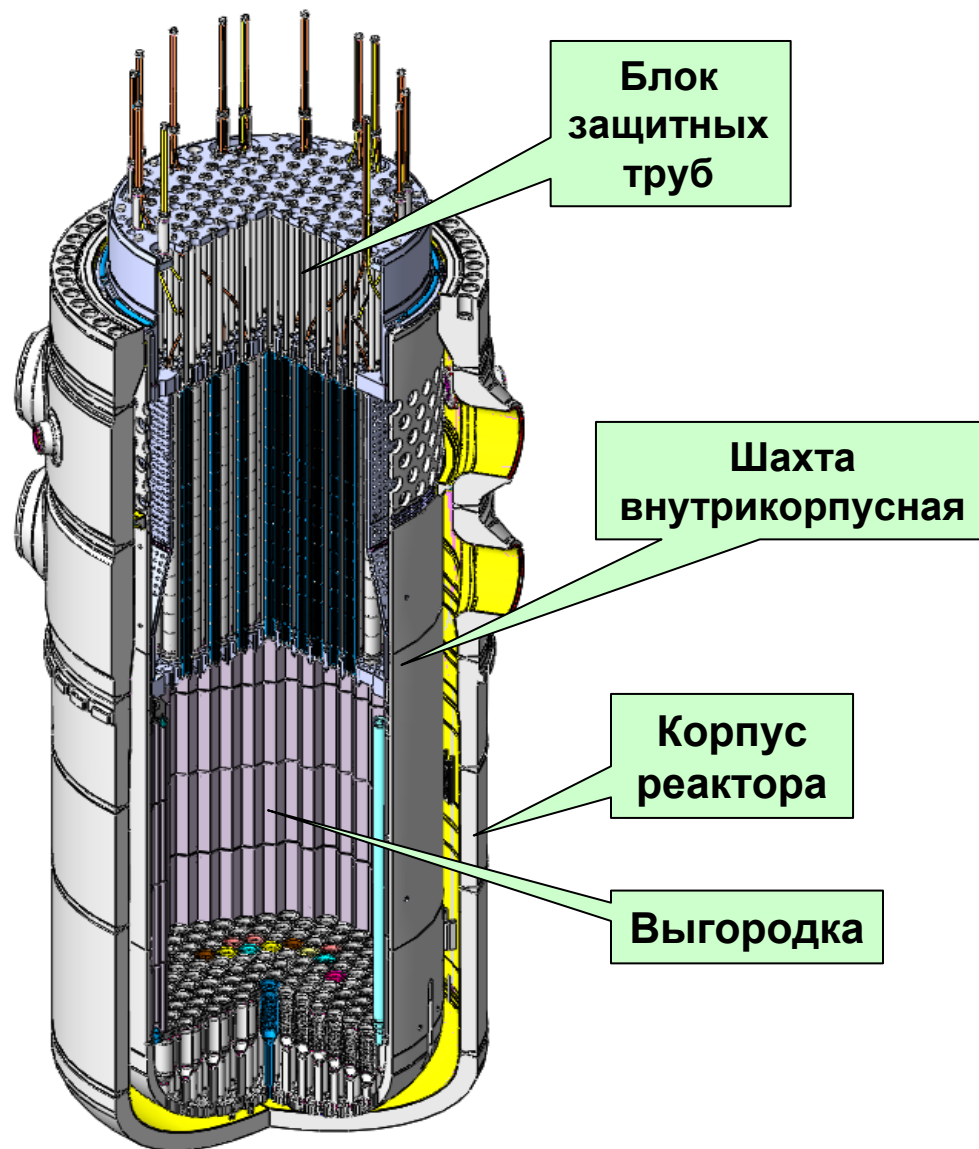
ФГУП «ЦНИИ КМ «Прометей», Санкт-Петербург

Б.А. Гурович

НИЦ «Курчатовский институт», Москва

2016
г. Москва

ВНУТРИКОРПУСНЫЕ УСТРОЙСТВА РЕАКТОРА ВВЭР-1000



Материал:

аустенитная сталь 08X18H10T

Шахта внутрикорпусная:

Обеспечивает проектное размещение и ориентирование хвостовиков ТВС в фиксированных ячейках днища, распределение теплоносителя на входе в активную зону и на выходе из реактора.

Выгородка:

Обеспечивает железобетонную защиту корпуса реактора от потока нейтронов

Блок защитных труб (БЗТ):

Обеспечивает размещение и защиту от динамического воздействия потока теплоносителя органов регулирования и сборок внутриреакторных детекторов.

ОСНОВНЫЕ ФАКТОРЫ, ОКАЗЫВАЮЩИЕ ВЛИЯНИЕ НА ЭЛЕМЕНТЫ ВКУ

1. Нейтронное облучение

Максимальная скорость набора повреждающей дозы:

для ВВЭР-1000 $\frac{dD}{dt} \approx (1,7 - 2) \frac{\text{сна}}{\text{год}}$, для ВВЭР-ТОИ $\frac{dD}{dt} \approx 2,7 \frac{\text{сна}}{\text{год}}$

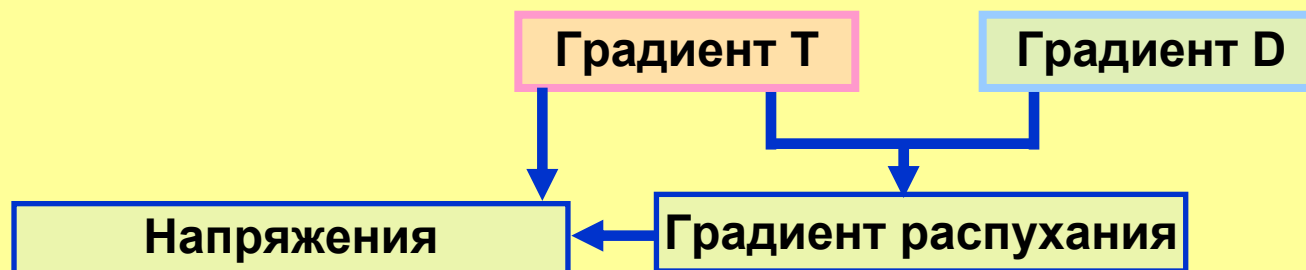
2. Температура

Максимальная температура облучения:

для ВВЭР-1000 $T_{\max} \approx 390^\circ\text{C}$,

для ВВЭР-ТОИ $T_{\max} \approx 370^\circ\text{C}$ (за счет увеличения числа охлаждающих каналов).

3. Напряжения, вызванные градиентом температуры и распухания



4. Напряжения, вызванные динамическим нагружением ВКУ при землетрясениях и других авариях

5. Изменение геометрических размеров элементов ВКУ вследствие радиационного распухания и радиационной ползучести

6. Водная среда теплоносителя I контура

РАДИАЦИОННОЕ РАСПУХАНИЕ

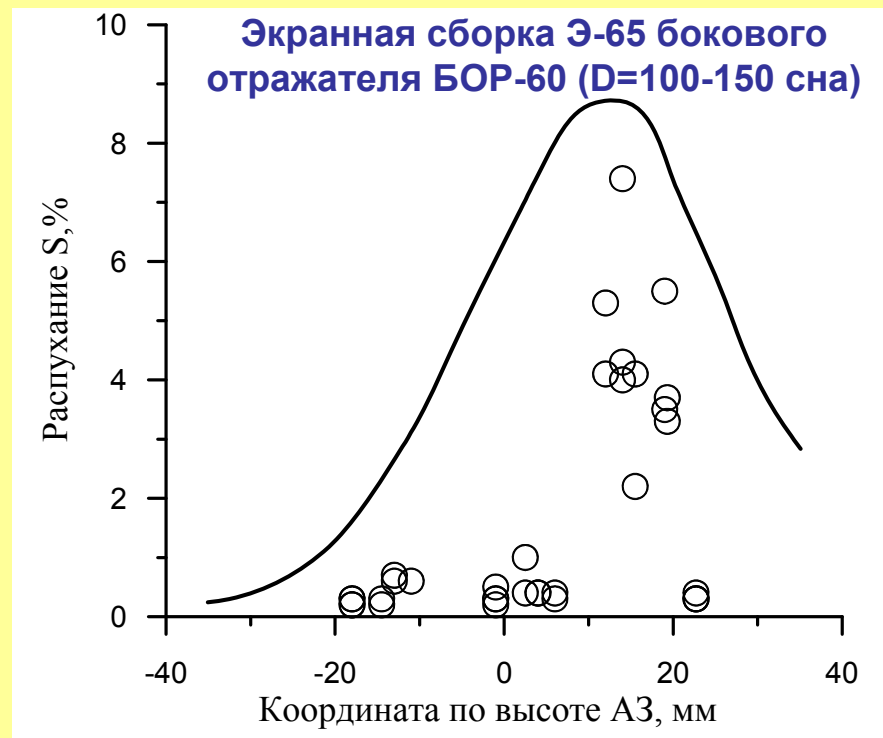
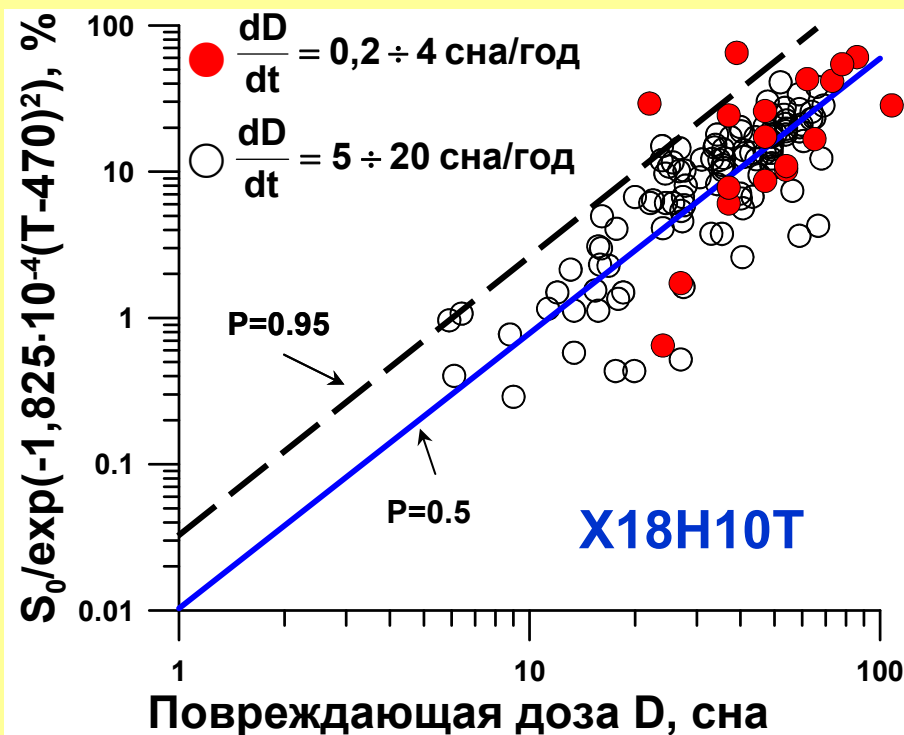
ТЕМПЕРАТУРНО-ДОЗОВАЯ ЗАВИСИМОСТЬ РАСПУХАНИЯ СТАЛИ X18H10T

1. Температурно-дозовая зависимость распухания описывается уравнением:

$$S_0 \equiv \frac{\Delta V}{V} = C_D \cdot D^n \cdot \exp[-r \cdot (T_{\text{обл}} - T_{\text{max}})^2]$$

2. На основании обработки большого количества экспериментальных данных были получены следующие коэффициенты температурно-дозовой медианной зависимости распухания:

$$n = 1,88; T_{\text{max}} = 470 \text{ } ^\circ\text{C}; C_D^{50\%} = 1,035 \cdot 10^{-4}; C_D^{95\%} = 2,588 \cdot 10^{-4}; r = 1,825 \cdot 10^{-4} \text{ } 1/^\circ\text{C}^2$$



МОДЕЛИРОВАНИЕ РАСПУХАНИЯ ПРИ РАЗЛИЧНЫХ ТИПАХ НАПРЯЖЕННОГО СОСТОЯНИЯ

$$S = S_0 (1 + P \sigma_{\text{eff}}) = S_0 + S_{\sigma},$$

$$S_{\sigma} = S - S_0;$$

σ_{eff} – эффективное напряжение:

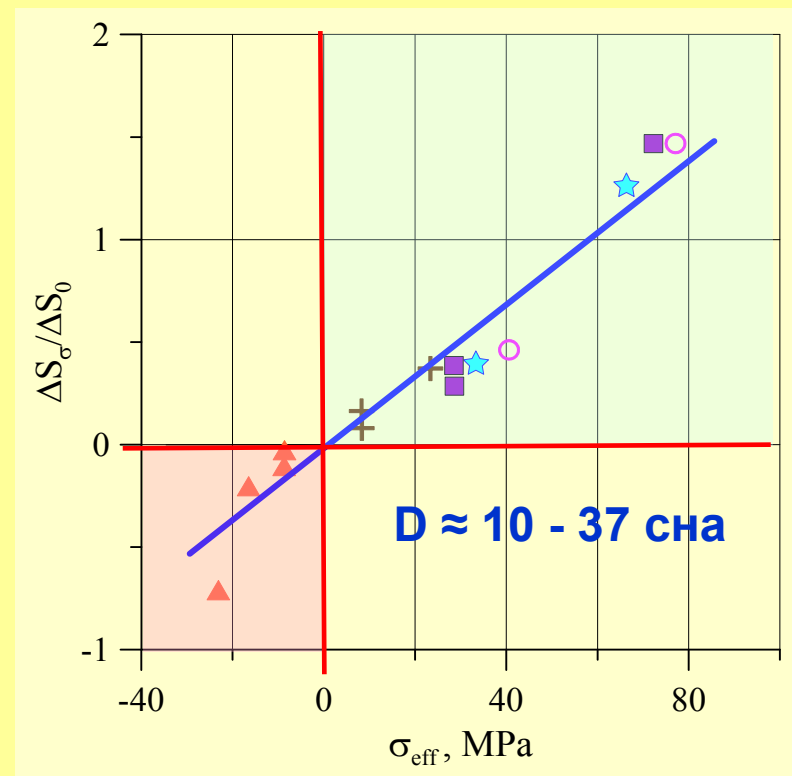
$$\sigma_{\text{eff}} = (1 - \eta) \cdot \sigma_m + \eta \cdot \sigma_{\text{eq}},$$

σ_m – гидростатическое напряжение;

σ_{eq} – интенсивность напряжений;

коэффициент $\eta = 0,15$;

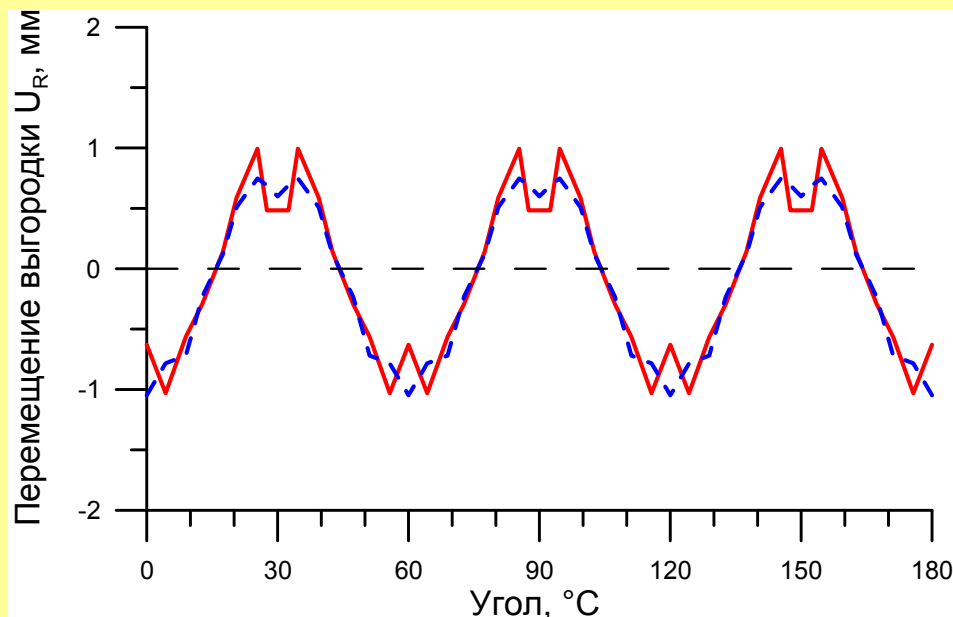
$$P = 8 \cdot 10^{-3} \text{ МПа}^{-1}$$



$\Delta S_{\sigma} / \Delta S_0$ – отношение приращения
распухания, обусловленного
напряжением, к приращению свободного
распухания

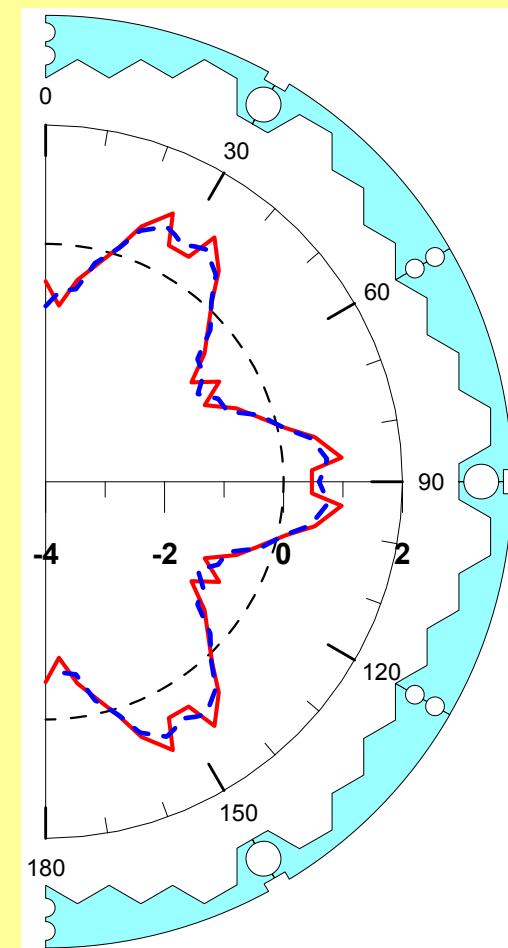
ФОРМОИЗМЕНЕНИЕ ВЫГОРОДКИ ЗА СЧЕТ РАДИАЦИОННОГО РАСПУХАНИЯ И ПОЛЗУЧЕСТИ: СОПОСТАВЛЕНИЕ РАСЧЕТА И ИЗМЕРЕНИЙ

Измерения проведены в ноябре 2012г. на 1-м блоке Балаковской АЭС



- результаты измерения
- - - расчет в трехмерной постановке при
медианной зависимости распухания

Выводы: 1) совпадение расчетов и измерений говорит об адекватности моделей распухания; 2) реальное радиационное распухание описывается медианной зависимостью.

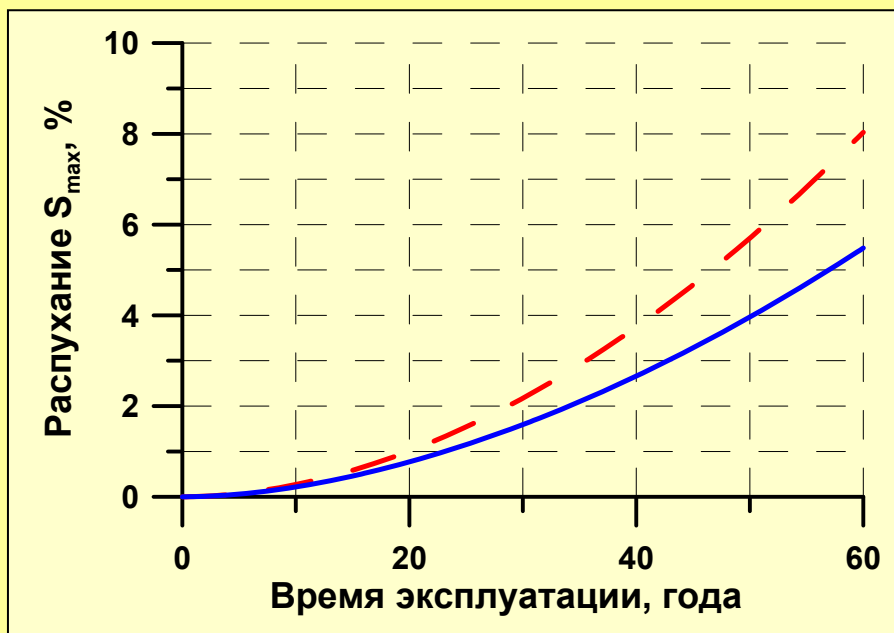


Сечение выгородки

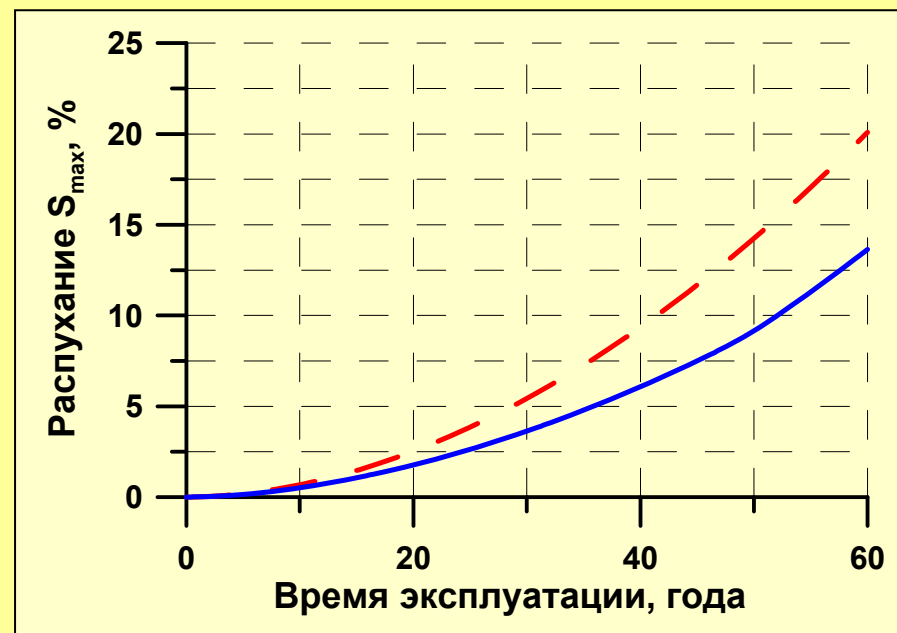
ОЦЕНКА РАСПУХАНИЯ МАТЕРИАЛА ВЫГОРОДКИ ВВЭР-ТОИ БЕЗ УЧЕТА И С УЧЕТОМ ВЛИЯНИЯ НАПРЯЖЕНИЙ

Максимальное распухание в выгородке при ее изготовлении из стали 08X18H10T

Расчет по медианной зависимости



Расчет по консервативной зависимости
(95% огибающая)



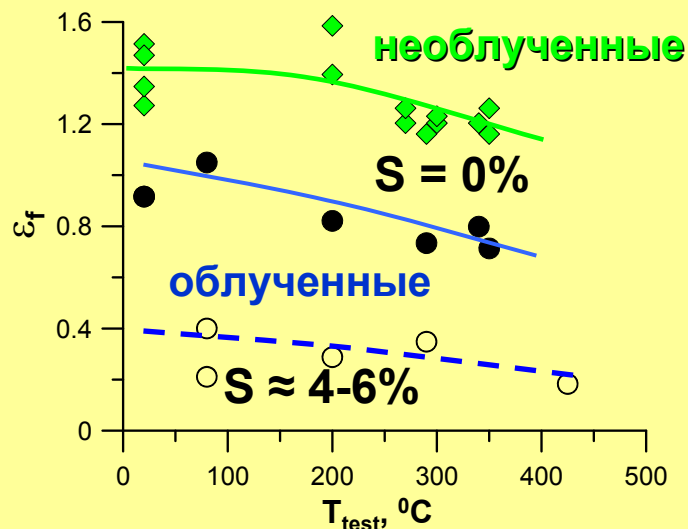
- - расчет с учетом напряжений, возникающих в выгородке;
- - - - расчет свободного распухания (без учета влияния напряжений).

Напряжения, возникающие в выгородке, подавляют радиационное распухание в 1,5 раза.
Тем не менее прогнозируемый уровень распухания достаточно высок.

ВЛИЯНИЕ РАСПУХАНИЯ НА ДЕФОРМАЦИЮ РАЗРУШЕНИЯ

D=46 сна, $T_{обл}=320-340^{\circ}\text{C}$

$$S < S_{crit}$$



типичное поведение
металла при вязком
разрушении

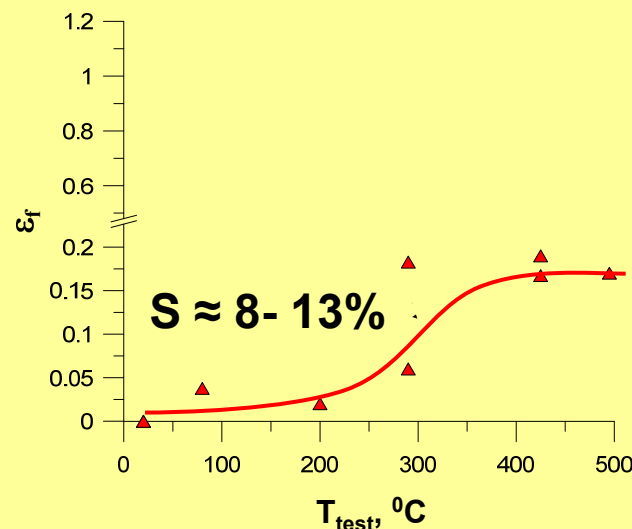
$$\varepsilon_f = \ln\left(\frac{1}{1-z}\right)$$

z – область
сужения

$$S_{crit} \approx 7\%$$

D=49 сна, $T_{обл}=400-450^{\circ}\text{C}$

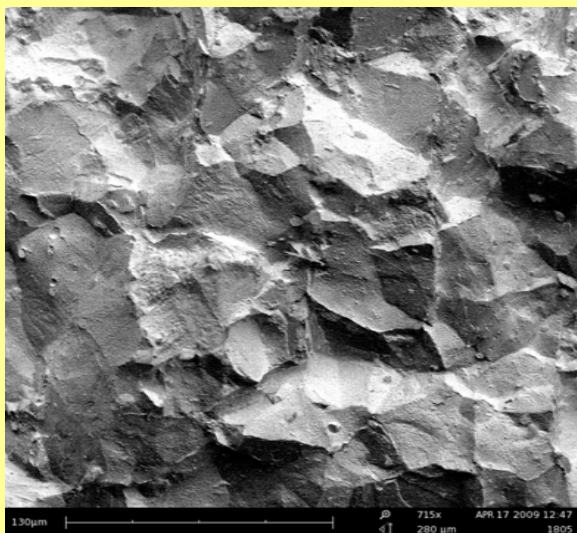
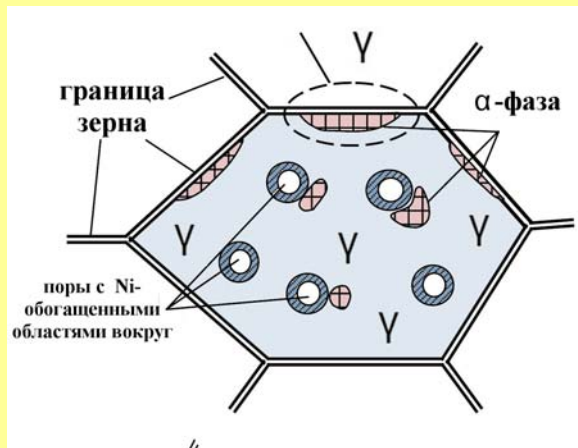
$$S \geq S_{crit}$$



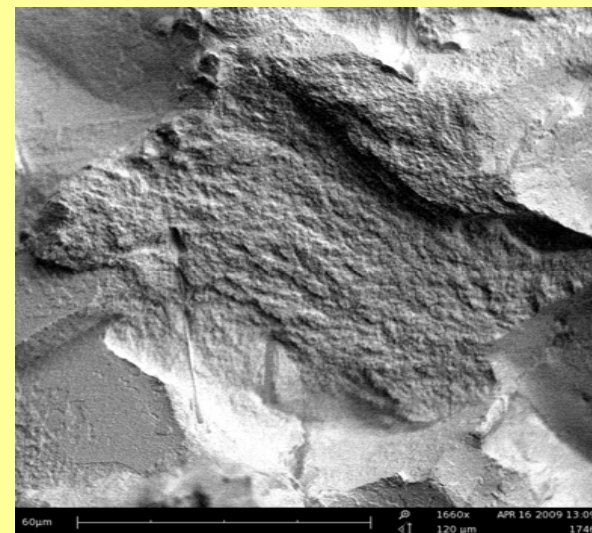
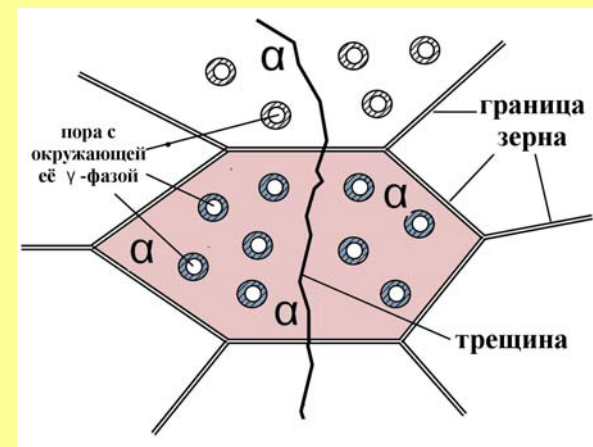
поведение типичное для ОЦК
металла, имеющего хрупко-
вязкий переход

МЕХАНИЗМЫ РАЗРУШЕНИЯ МАТЕРИАЛА ПОСЛЕ $\text{Fe}_\gamma \rightarrow \text{Fe}_\alpha$ – ПРЕВРАЩЕНИЯ

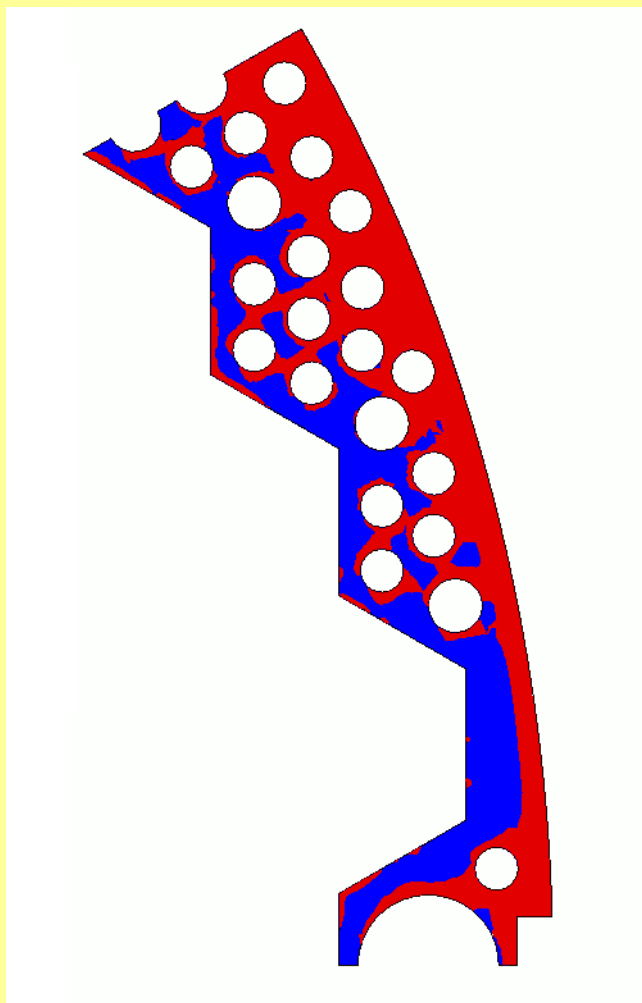
Межкристаллитное разрушение
при частичном $\gamma \rightarrow \alpha$ - превращении
в зерне



Транскристаллитное разрушение
при полном $\gamma \rightarrow \alpha$ - превращении
в зерне



РАСПРЕДЕЛЕНИЕ НАПРЯЖЕНИЙ В СЕЧЕНИИ ВЫГОРОДКИ ВВЭР-ТОИ ПОСЛЕ 60 ЛЕТ ЭКСПЛУАТАЦИИ (РАСЧЕТ ОКБ «ГИДРОПРЕСС»)



- растягивающие напряжения в сечении выгородки;



- сжимающие напряжения в сечении выгородки.

Поверхности выгородки, контактирующие с теплоносителем I контура, нагружены растягивающими напряжениями, что стимулирует коррозионное растрескивание материала выгородки

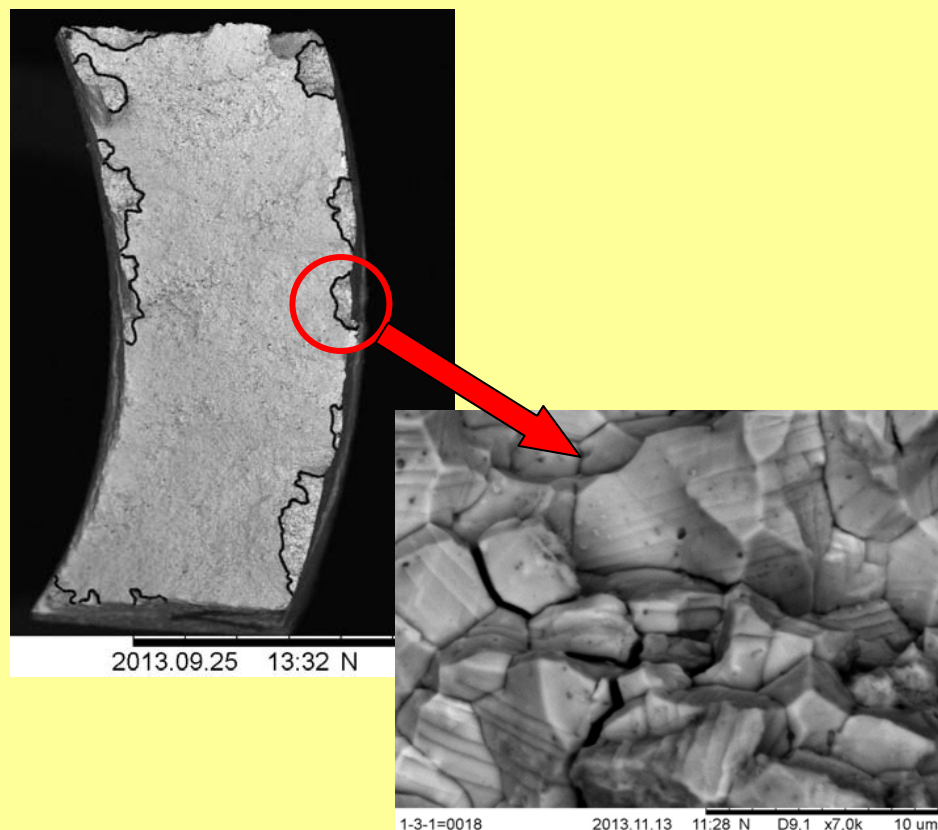
СХЕМА МЕХАНИЗМА КОРРОЗИОННОГО РАСТРЕСКИВАНИЯ



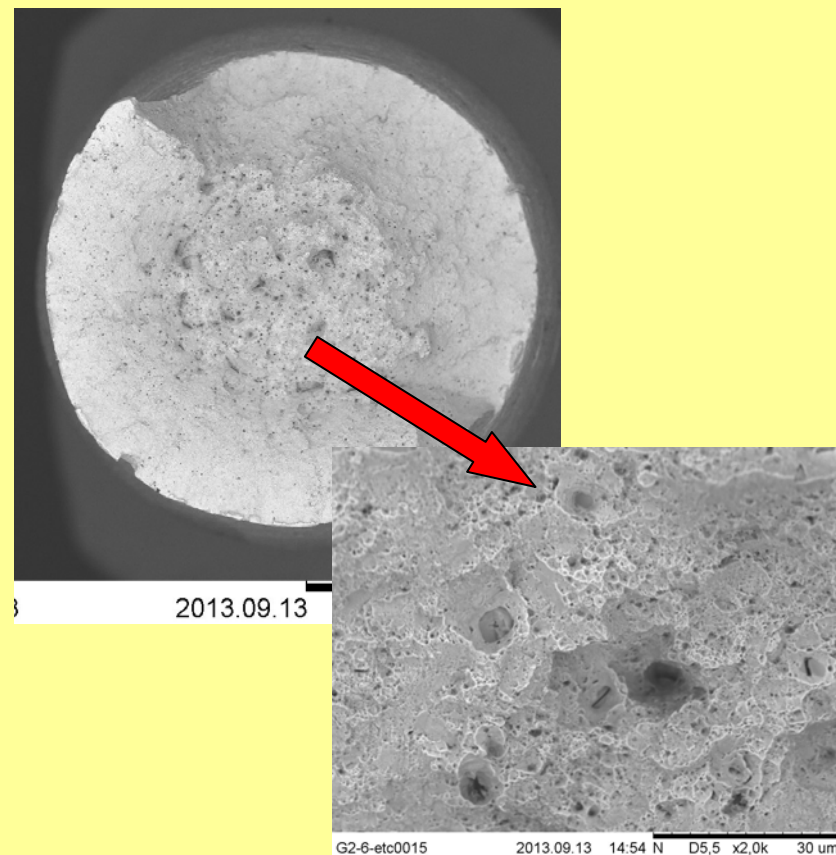
* Облучение в ВВЭР приводит к большей наработке He и H по сравнению с облучением в быстрых реакторах

КОРРОЗИОННОЕ РАСТРЕСКИВАНИЕ СТАЛИ Х18Н10Т, ОБЛУЧЕННОЙ В СОСТАВЕ РЕАКТОРА ВВЭР-1000 И В РЕАКТОРЕ БОР-60

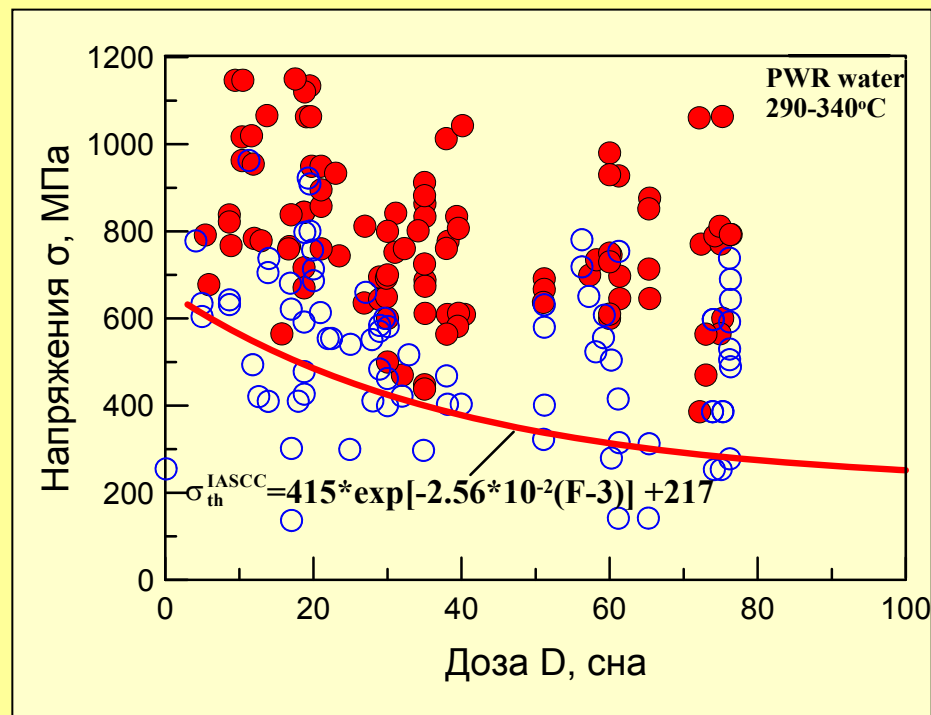
металл чехлов КНИ, D=14 сна
разрушение по МККР



металл экранной сборки, D=130 сна
вязкое разрушение



СРАВНЕНИЕ РАСЧЕТНОЙ КРИВОЙ С ИМЕЮЩИМИСЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫМИ ДАННЫМИ



○ - разрушение отсутствует

● - разрушение по МККР

Данные Toivonen A. et al., 2006; Takakura K. et al., 2009;
Nishioka H. et al., 2008; Conermann J. et al., 2005; Freyer P. et al., 2007.

«СЛАБОЕ ЗВЕНО» ВКУ

Выгородка корпуса реактора является «слабым звеном» среди элементов ВКУ с точки зрения обеспечения требуемого срока эксплуатации - **выгородка имеет наименьший ресурс** из всех элементов ВКУ.

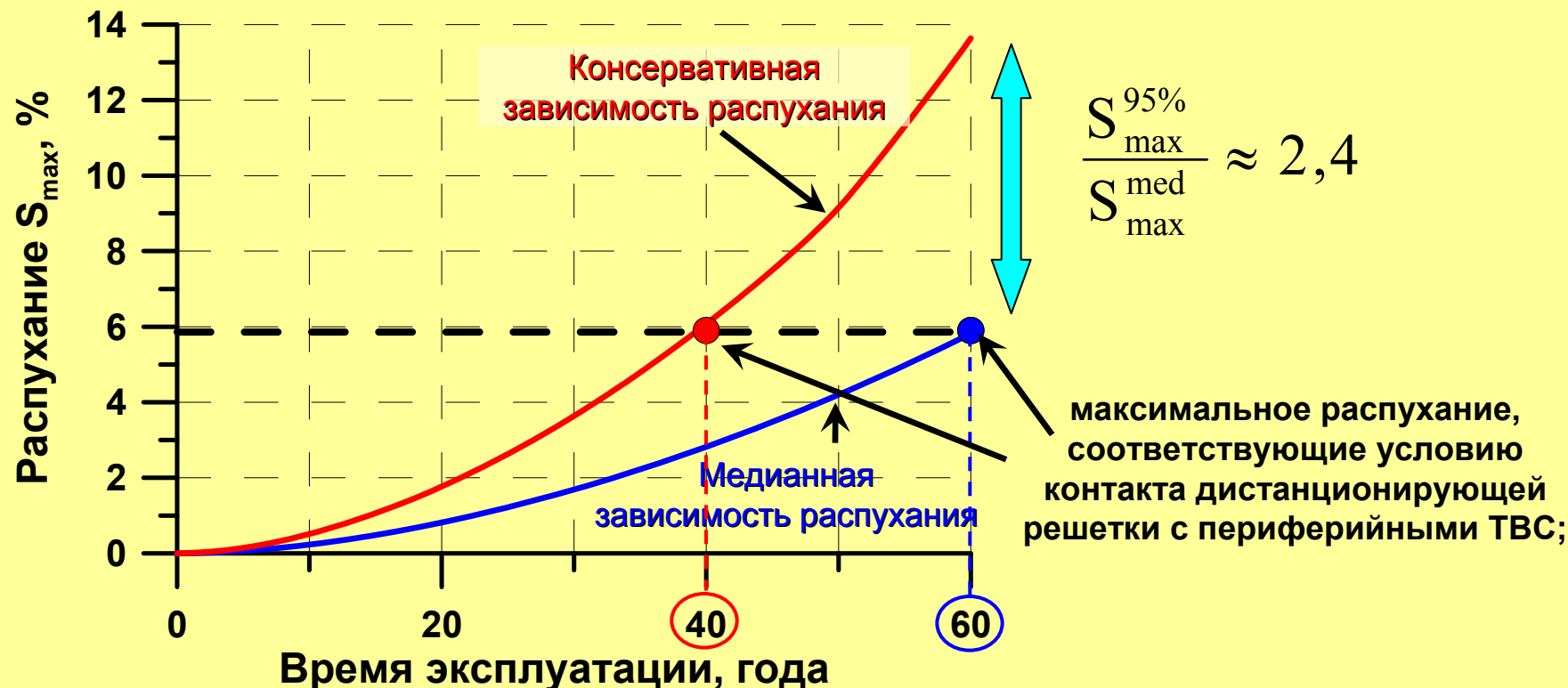
Ресурс выгородки определяется:

- временем достижения предельного охрупчивания металла $\tau^{\text{охруп}}$, при котором возможно множественное растрескивание выгородки по механизмам квазихрупкого разрушения и коррозионного растрескивания;
- временем $\tau^{\text{геом}}$, при котором изменение геометрии выгородки за счет радиационного распухания достигнет критической величины – контакта выгородки с ТВС.

Поскольку $\tau^{\text{охруп}} > \tau^{\text{геом}}$, ресурс выгородки определяется временем достижения критической геометрии, зависящим от радиационного распухания.

КИНЕТИКА МАКСИМАЛЬНОГО РАСПУХАНИЯ В ВЫГОРОДКЕ ВВЭР-ТОИ ОТ ВРЕМЕНИ ЭКСПЛУАТАЦИИ

Расчет проведен с учетом влияния напряжений, возникающих в выгородке,
на темп распухания



$$\frac{S_{\max}^{95\%}}{S_{\max}^{\text{med}}} \approx 2,4$$



При уменьшении распухания нового материала в 2,5
раза консервативная оценка ресурса выгородки
ВВЭР-ТОИ составит 60 лет

ТРЕБОВАНИЯ К НОВОМУ МАТЕРИАЛУ ДЛЯ ВЫГОРОДКИ ВВЭР-ТОИ И ПЕРСПЕКТИВНЫХ РЕАКТОРОВ

1. С точки зрения прочности

1.1 На конец срока эксплуатации 60 лет необходимо исключить: $\gamma \rightarrow \alpha$ -превращение, приводящее к вязко-хрупкому переходу в стали.

1.2 Зоны предельного охрупчивания (ЗПО) с трещиностойкостью, близкой к нулю, должны быть локальными и находится в выгородке в областях сжимающих напряжений. Внутри ЗПО распухание $S < 7\%$; вне ЗПО распухание $S < S_{\text{крит}} = 5\%$.

1.3 Сопротивление коррозионному растрескиванию новой стали в среде теплоносителя I контура должно быть не ниже, чем у стали 08X18H10T.

2. С точки зрения формоизменения

Даже при консервативной оценке, критическое формоизменение не должно быть достигнуто при сроке эксплуатации 60 лет. Это может быть обеспечено, если

$$S_{\text{новой стали}} \leq \frac{S_{08X18H10T}}{k}$$

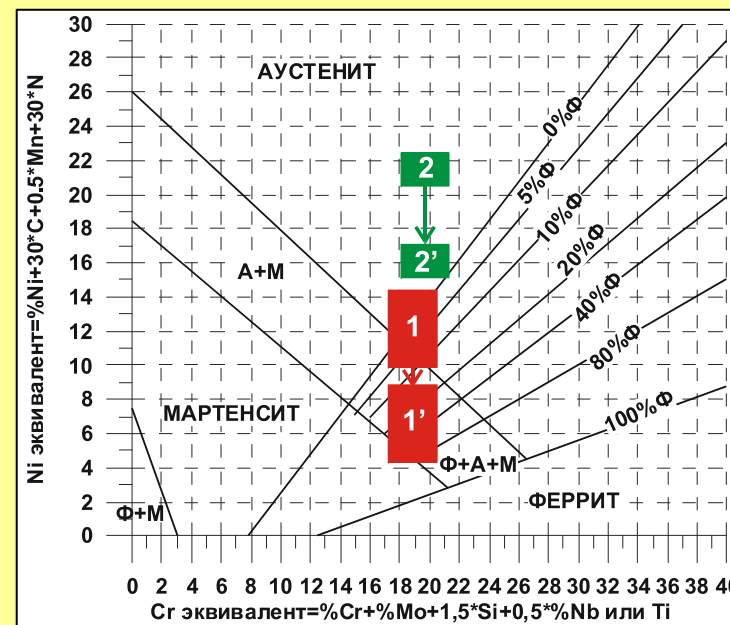
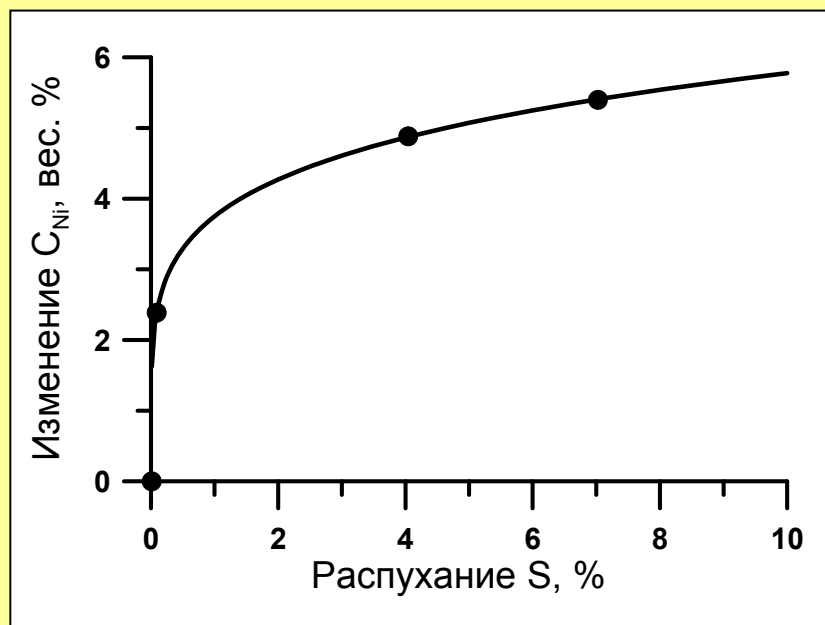
где $k=2-2.5$.

3. С точки зрения технологичности

Сталь должна обеспечивать возможность изготовления толстостенных поковок при обеспечении требуемого размера зерна и служебных характеристик.

ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО РАЗРАБОТКЕ СТАЛИ ДЛЯ ВЫГОРОДКИ

1. Повышение содержания Ni для исключения $\gamma \rightarrow \alpha$ -перехода не менее чем до 18%

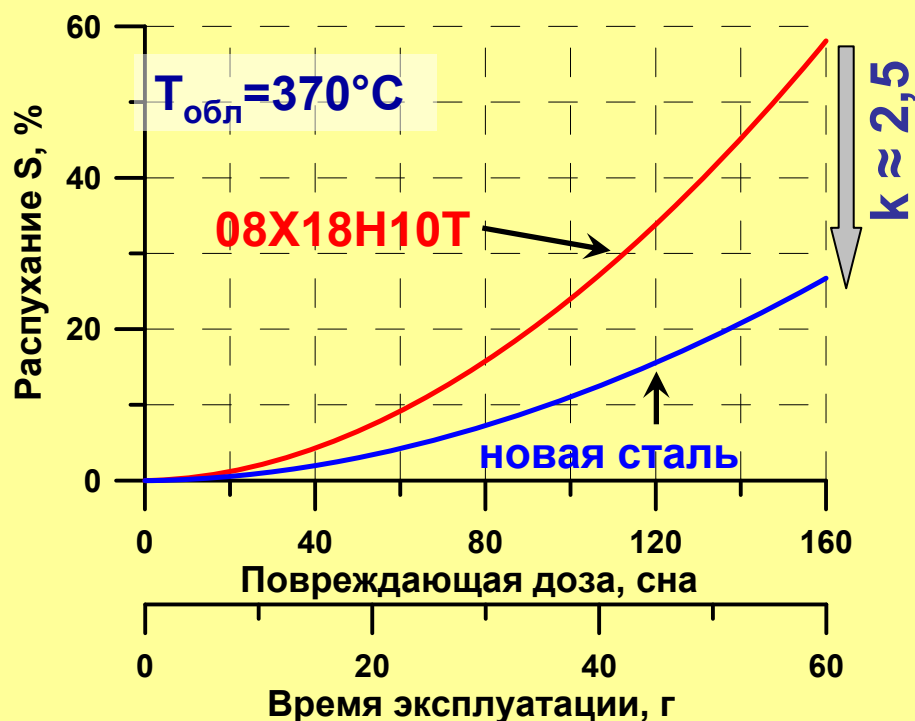


2. Микролегирование, способствующее образованию комплексов с точечными дефектами, приводящее к снижению темпа распухания по сравнению со сталью 08X18H10T.
3. Создание микроструктуры, обеспечивающей повышение энергии дефекта упаковки и приводящей к росту сопротивления коррозионному растрескиванию новой стали.

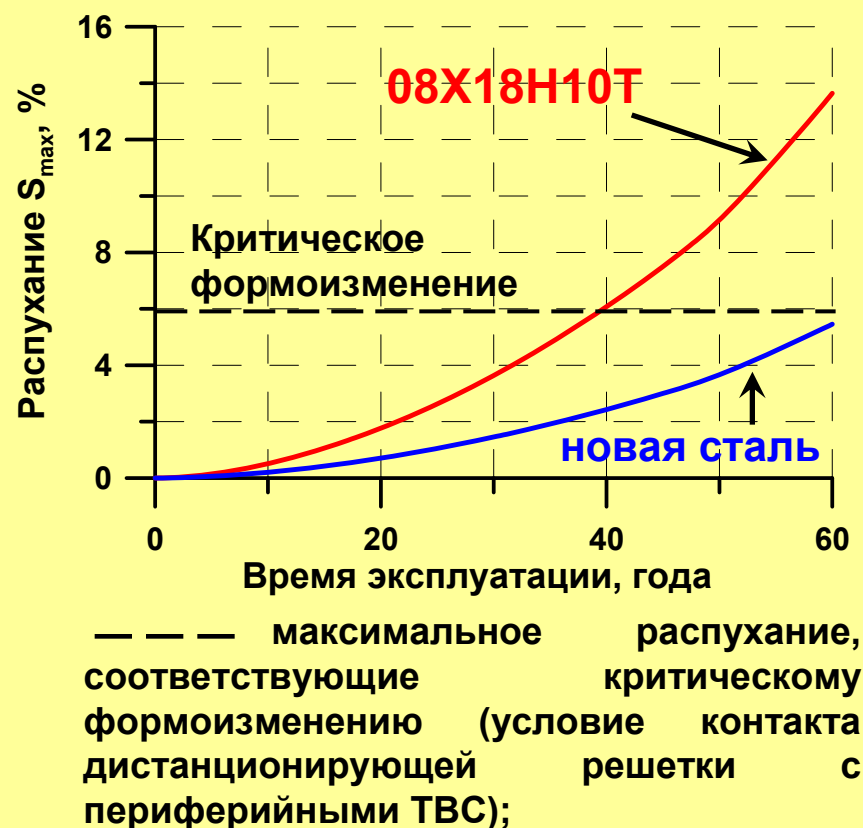
ПРЕДЛАГАЕМАЯ БАЗОВАЯ КОМПОЗИЦИЯ НОВОЙ СТАЛИ И КОНСЕРВАТИВНАЯ ОЦЕНКА ЕЁ РАДИАЦИОННОГО РАСПУХАНИЯ

Новая сталь хромо-никелевая аустенитного класса
типа X(16-18)H(18-20)M(2-3)...

Свободное распухание новой и
используемой (08X18H10T) сталей



Максимальное распухание выгородки
ВВЭР-ТОИ из новой и используемой
(08X18H10T) сталей



ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО РАЗРАБОТКЕ НОВОЙ СТАЛИ И ОПРЕДЕЛЕНИЯ ЕЁ СЛУЖЕБНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК

(подготовленные ЦНИИ КМ «Прометей», ОКБ ГИДРОПРЕСС, ФЭИ, НИИАР и НИЦ КИ)

Основные направления:

- Разработка принципов легирования аустенитных хромо-никелевых сталей в зависимости от условий (доза и температура) нейтронного облучения. Выбор композиции новой стали для выгородки ВВЭР-ТОИ и перспективных реакторов и выплавка опытных плавок.
- Разработка методологии ускоренного облучения в ионном ускорителе, имитирующего облучения ВКУ ВВЭР.
- Проведение ускоренного облучения до 200 сна новой и используемой (08X18H10T) сталей. Определение радиационного распухания и микроструктуры исследуемых материалов после облучения. Сопоставление результатов исследования для обеих сталей.
- Получение служебных характеристик для новой стали на базе результатов исследований и испытаний образцов, облученных в реакторах БОР-60, СМ-3, ионном ускорителе, а также в эксплуатирующемся реакторе ВВЭР-1000.
- Обоснование работоспособности выгородки ВВЭР-ТОИ из новой стали при консервативной оценке радиационного распухания
- Разработка технологии изготовления и опытно-промышленное освоение производства элементов выгородки из новой стали.

ВЫВОДЫ (1)

1. Рассмотрены основные механизмы деградации материала элементов ВКУ, определяющие их прочность и работоспособность.
2. На базе исследований доминирующих механизмов разрушения, и сформулированных предельных состояний элементов конструкции разработан РД ЭО 1.1.2.99.0944-2013 «Методика расчета прочности и остаточного ресурса внутрикорпусных устройств ВВЭР-1000 при продлении срока эксплуатации до 60 лет», одобренный Ростехнадзором и введенный в действие ОАО «Концерн Росэнергоатом» с 01.02.2014.
3. Показано, что основным фактором, ограничивающим ресурс ВКУ, является радиационное распухание. При консервативной оценке радиационного распухания ресурс выгородки ВВЭР-ТОИ составляет 40 лет. При более реалистичной медианной оценке – 60 лет.
4. Одним из наиболее реальных путей обеспечения гарантированного ресурса 60 лет является разработка новой более радиационно-стойкой стали для ВКУ.

ВЫВОДЫ (2)

5. Сформулированы требования к материалу, обеспечивающие работоспособность ВКУ не менее 60 лет при консервативной оценке распухания.
6. Разработаны «Предложения...» по созданию новой стали, обеспечивающей ресурс ВКУ при консервативном прогнозе не менее 60 лет, для ВКУ ВВЭР-ТОИ и перспективных реакторов.