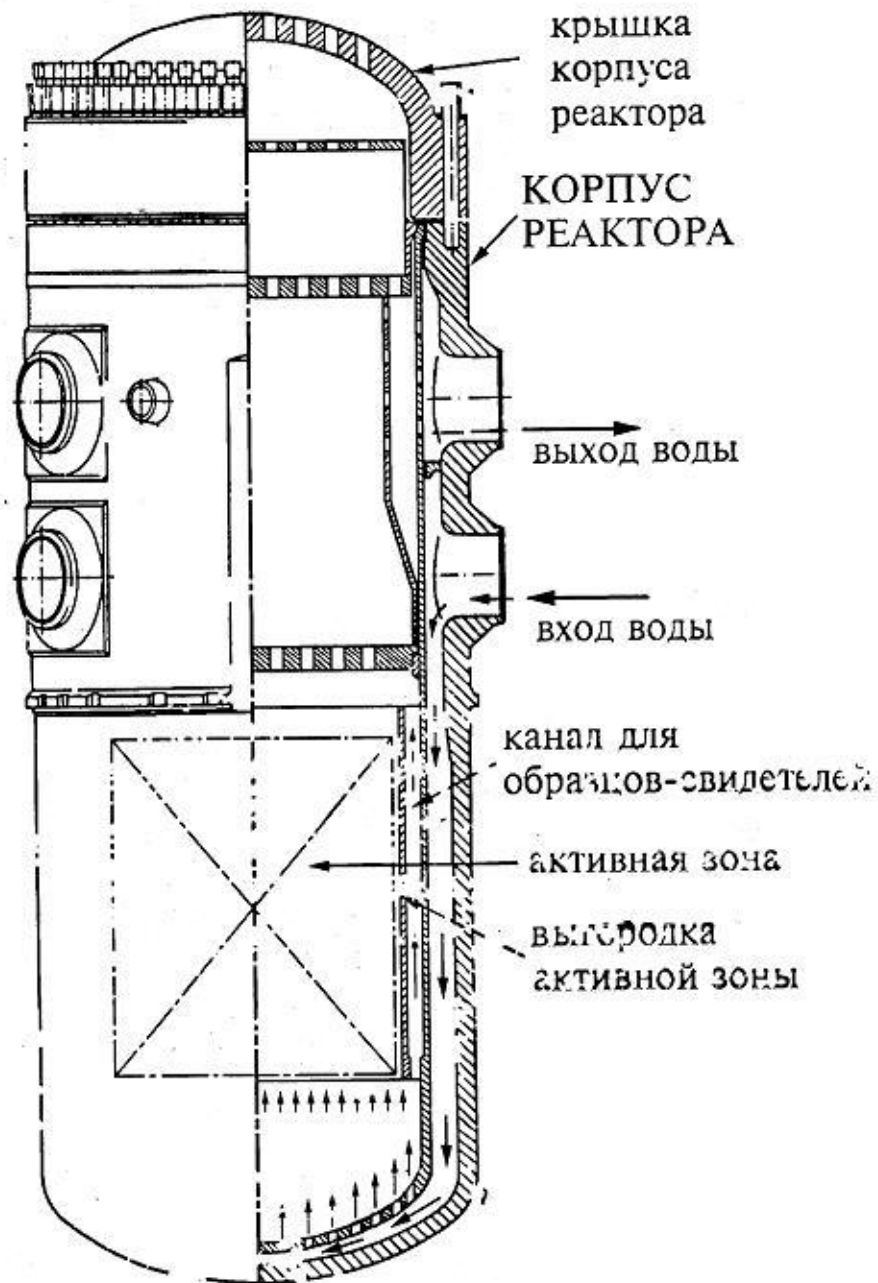
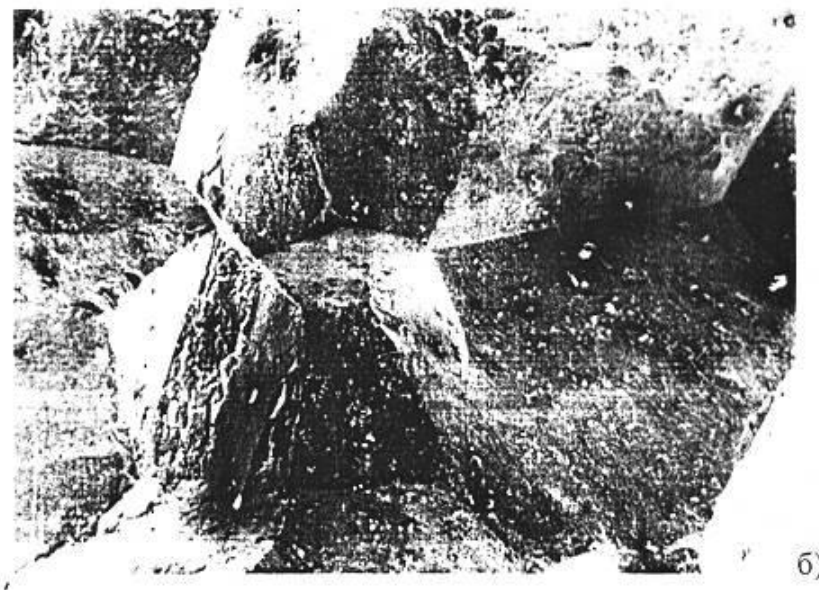
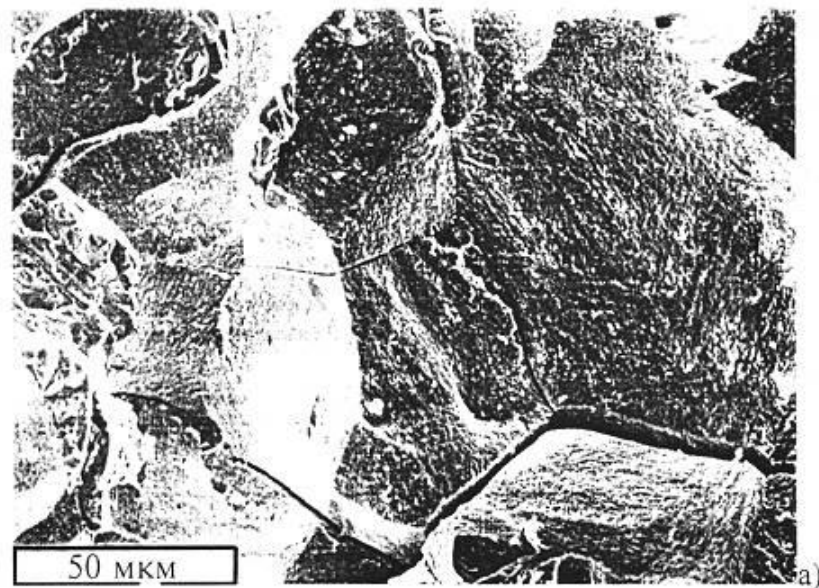


# Лекция 5

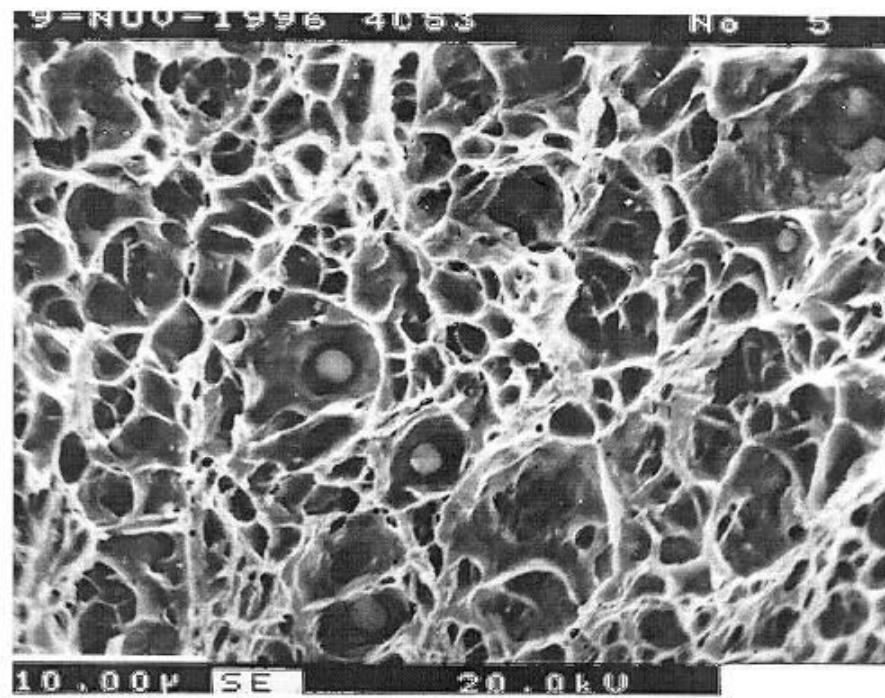
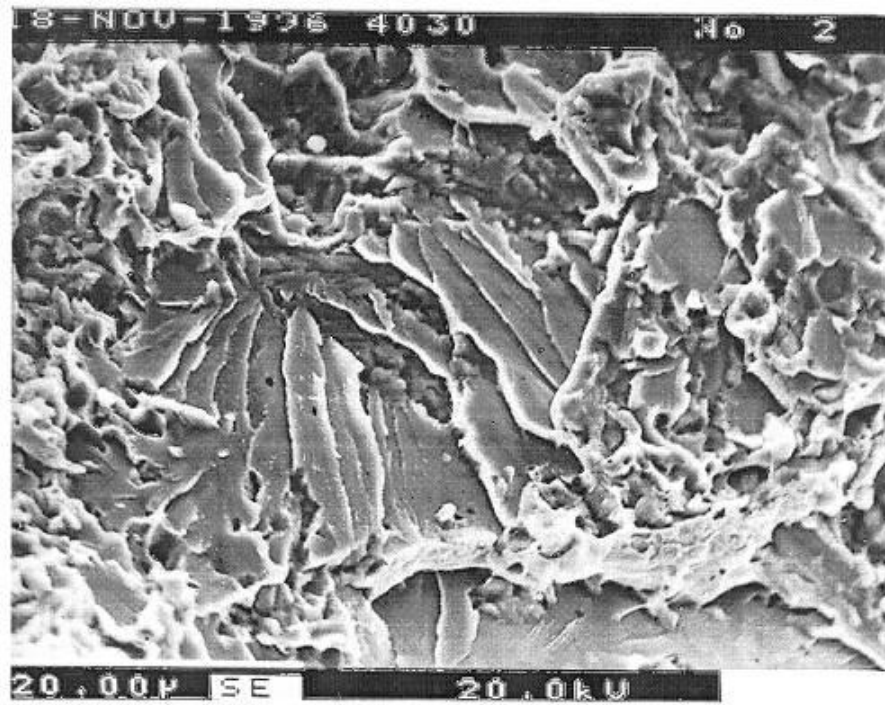
## Корпуса реакторов

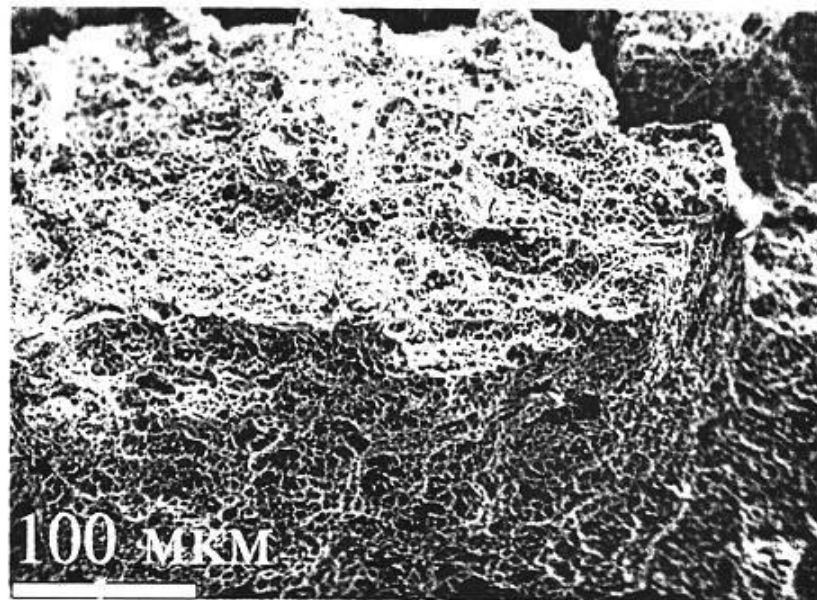


Принципиальная схема водо-водяного энергетического реактора.

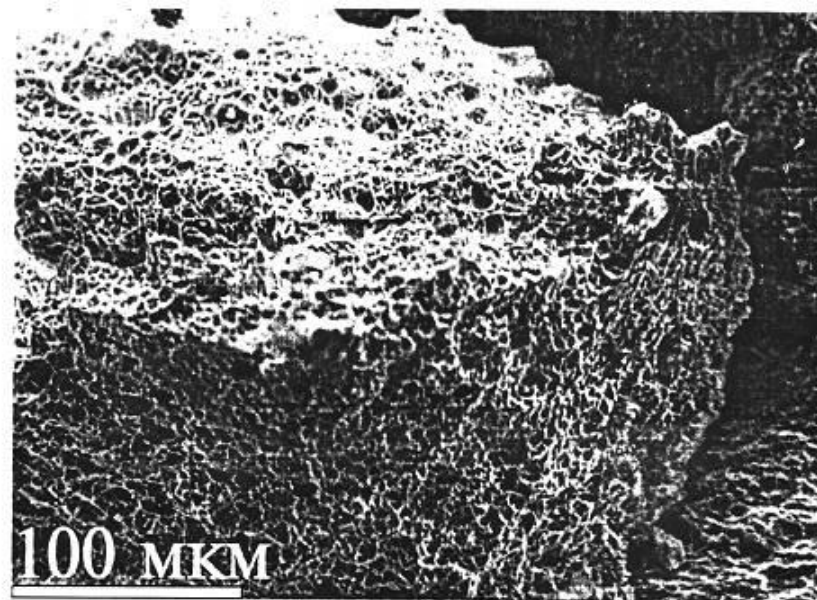


Микрофотографии поверхностей разрушения с изломами материалов корпусов реакторов ВВЭР-440 (а) [26] и ВЕЭР-1000 (б). Хрупкое межзеренное разрушение.



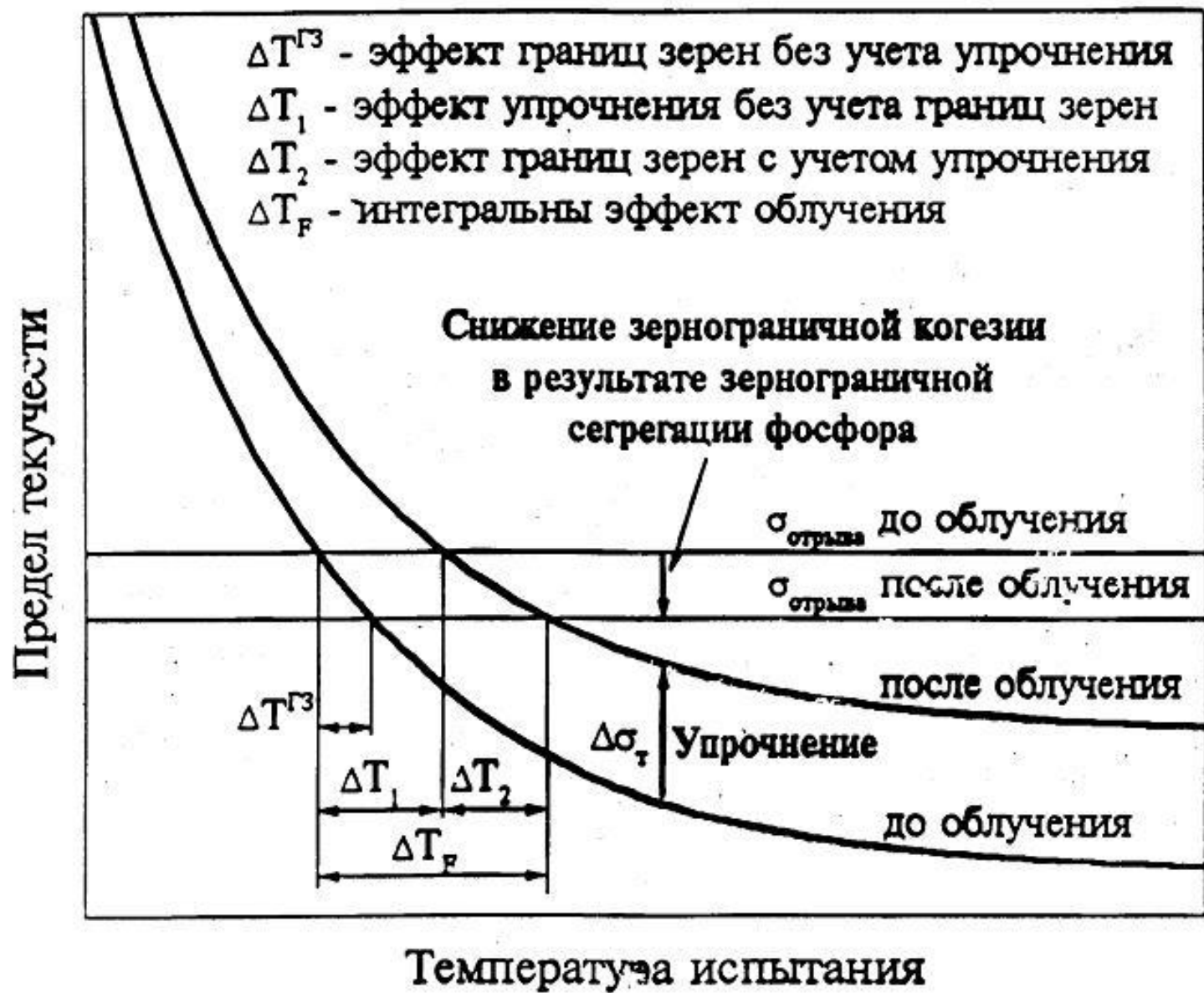


a)



б)

Типичные участки излома образцов с вязким межзерненным характером разрушения



Схематическая диаграмма, иллюстрирующая упрочняющий и неупрочняющий механизмы радиационного охрупчивания.

# Хрупкое и вязкое разрушение

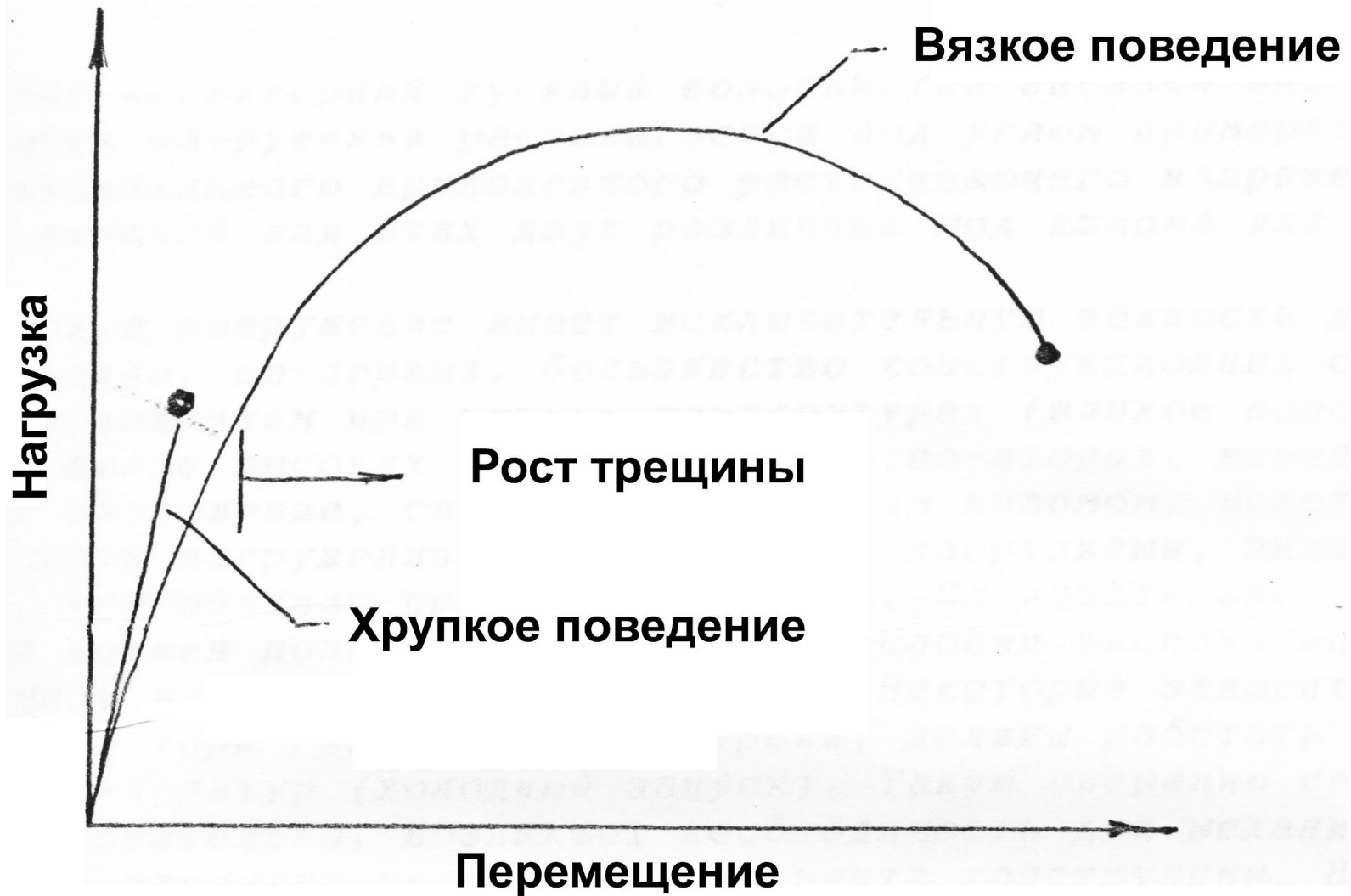


Диаграмма растяжения (нагрузка - перемещение)

# Концепция механики разрушения

**Свойства  
материалов**

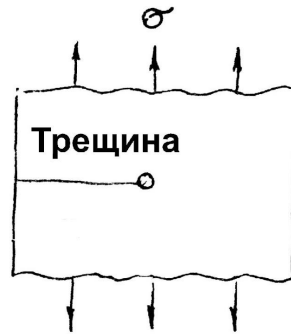
**Напряжения**



**Дефекты**

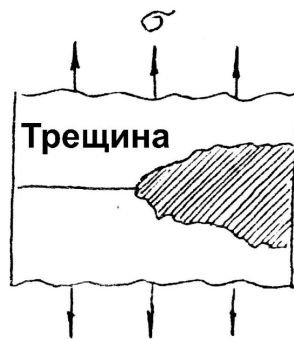


# Обобщенные категории механики разрушения для тел, имеющих трещину



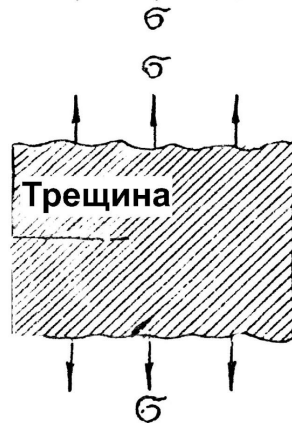
**LEFM**  
Линейно-упругая  
механика разрушения

Локализованное течение  
у вершины трещины



**EPFM**  
Уруго-пластическая  
механика разрушения

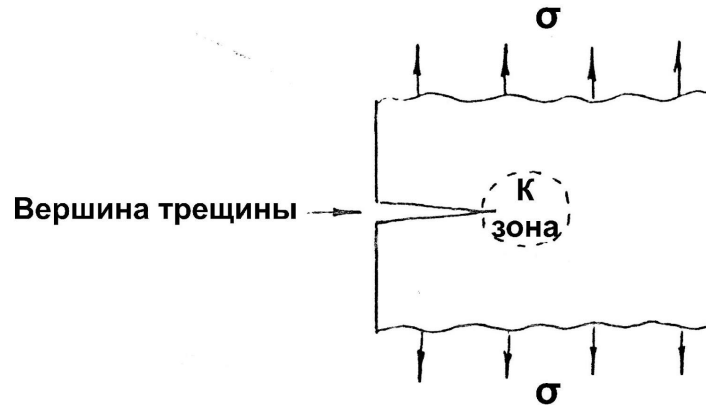
Течение в фактическом  
сечении неразрушенного  
материала



**HTTDFM**  
Высокотемпературная  
функционально зависящая  
от времени механика разрушения

Течение материала  
во всем сечении

# Основополагающие принципы линейно-упругой механики разрушения



К - коэффициент интенсивности напряжений,  
в единицах  $\text{МПа} \cdot \text{м}^{1/2}$

Величина интенсивности упругих напряжений в области вершины трещины может быть описана однозначно параметром К.

К зависит от:

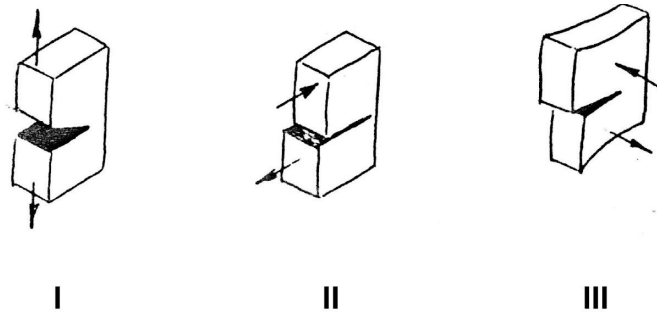
- Величины приложенной извне нагрузки -  $\sigma$
- Длины трещины -  $a$
- Геометрии тела, имеющего трещину, и метода приложения нагрузки -  $Z$

$$K = f(\sigma \cdot Z \cdot a^{1/2})$$

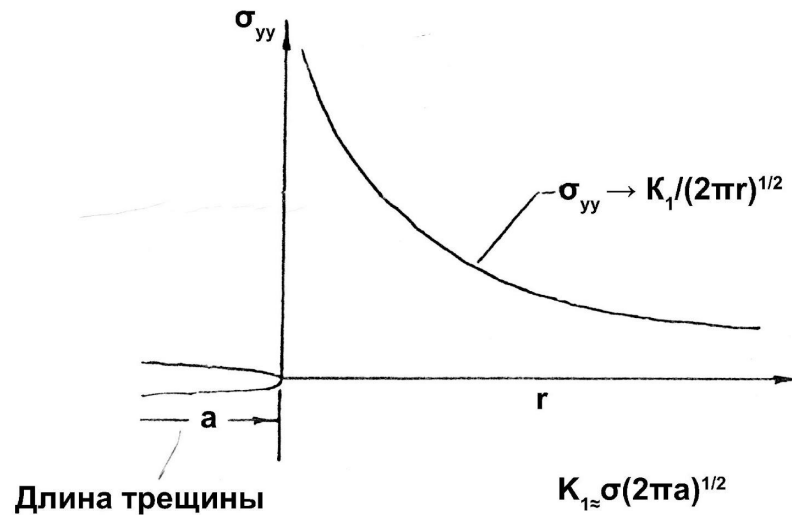
ЗАРОЖДЕНИЕ ТРЕЩИНЫ ИМЕЕТ МЕСТО, ЕСЛИ:

$$K > K_{1c}$$

(концентрация приложенных) > (вязкость материала)  
напряжений

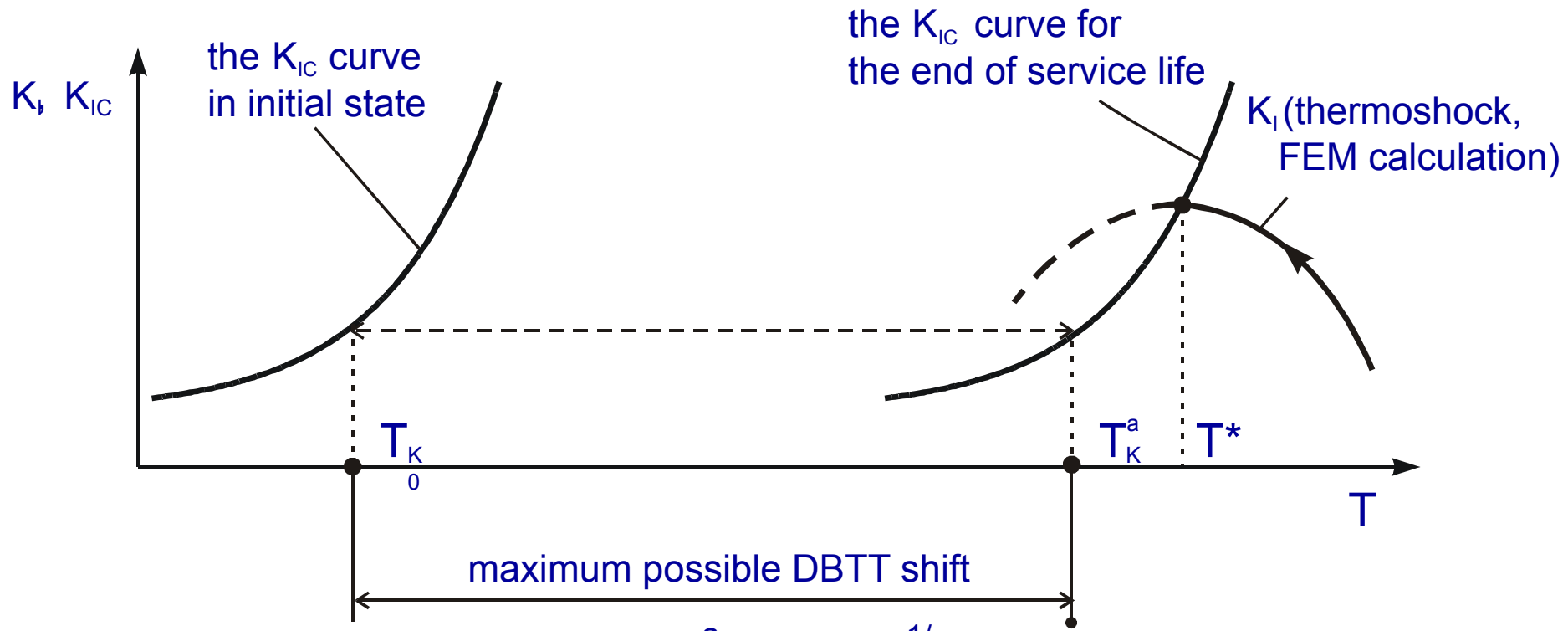


Различные моды образования трещины (I - мода раскрытия трещины, II - мода скольжения, III - мода сдвига)



Схематическое изображение трещины, подвергнутой I моде нагружения, демонстрирующее линейно-упругое распределение локального напряжения растяжения ( $\sigma_{yy}$ ) непосредственно перед трещиной

# Схема определения срока службы КР

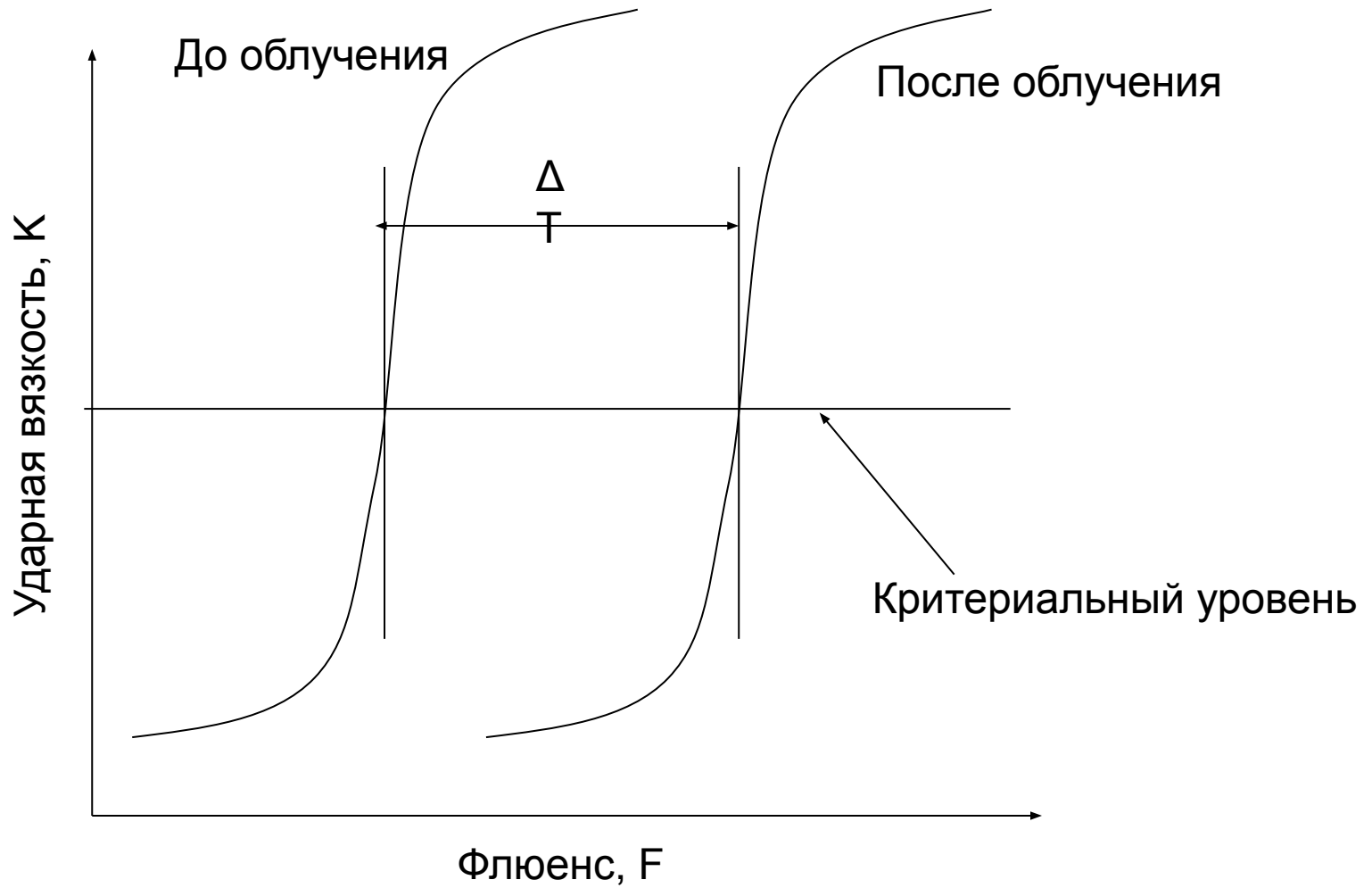


$$\Delta T_K = T_K^a - T_{K0} = A_F F^{1/3}$$

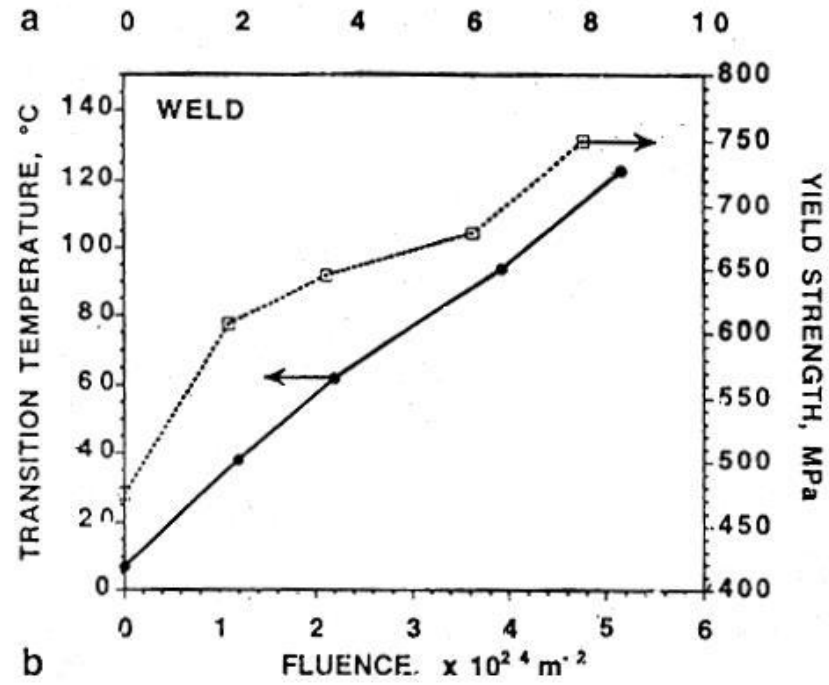
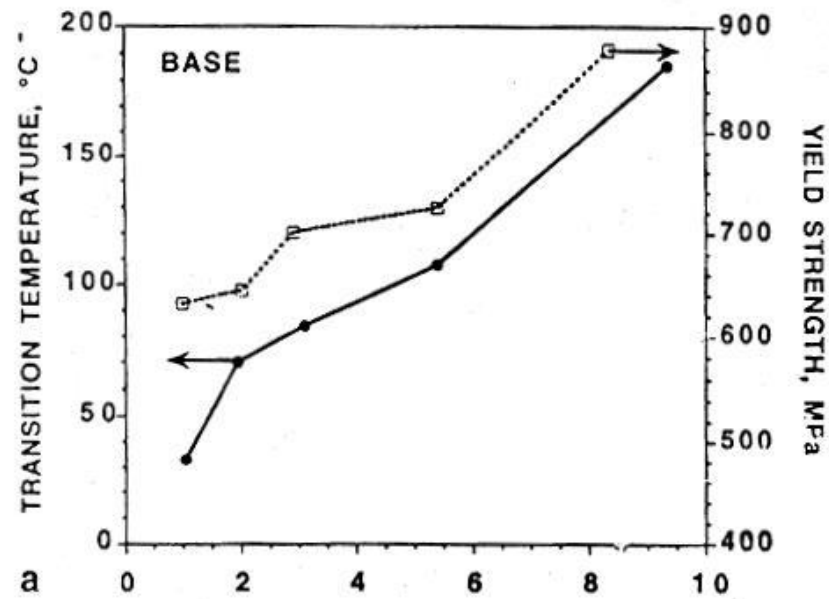
$$\text{Life time: } t = \frac{F}{\Phi} \text{ (years)}$$

Critical fluence  $F = \frac{\text{ЖТК}^a - T_{K0}}{A_F} \frac{\Pi \Phi^3}{\text{Ш}}$   $\Phi$  - neutron flux

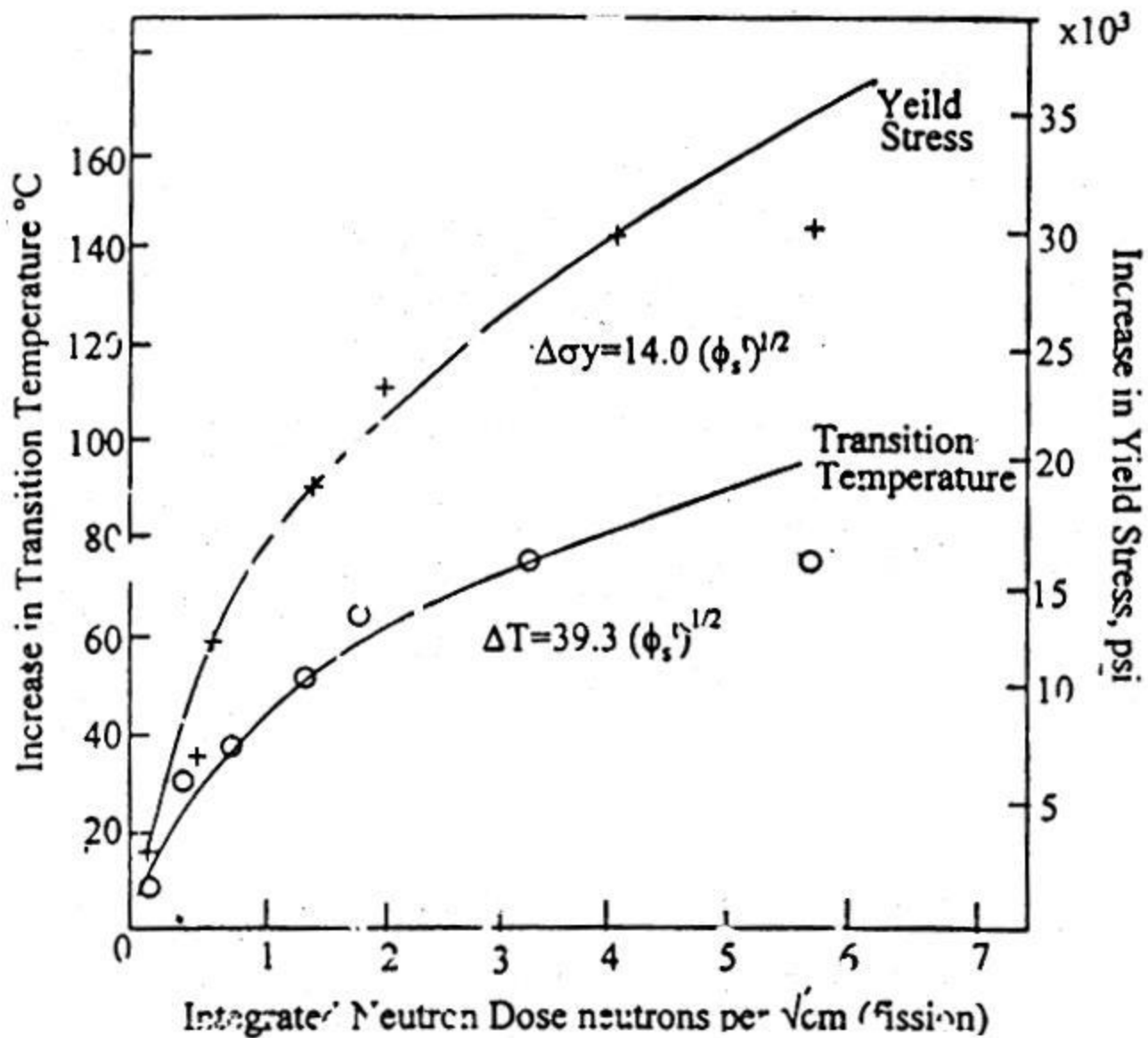
# Схема определения сдвига $T_k$ по ударным испытаниям







Change in the transition temperature and yield strength of the: (a) 15Kh2MFA base metal and (b) 10KhMFT weld material as a function of neutron fluence ( $E > 0.5 \text{ MeV}$ ).



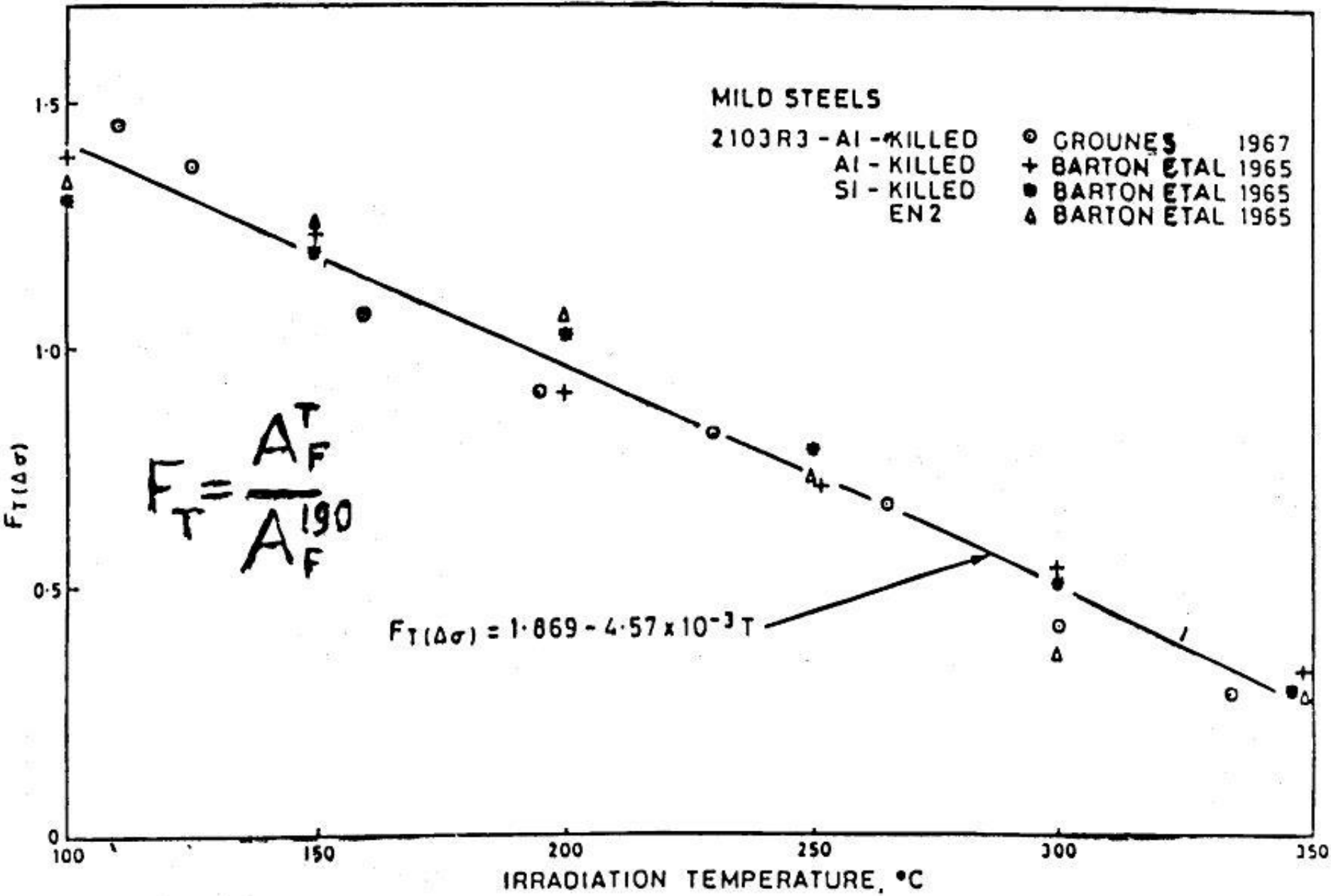
Fluence dependence of Charpy shift and yield stress increase for silicon-killed mild steel: comparison with root fluence dependence [40].

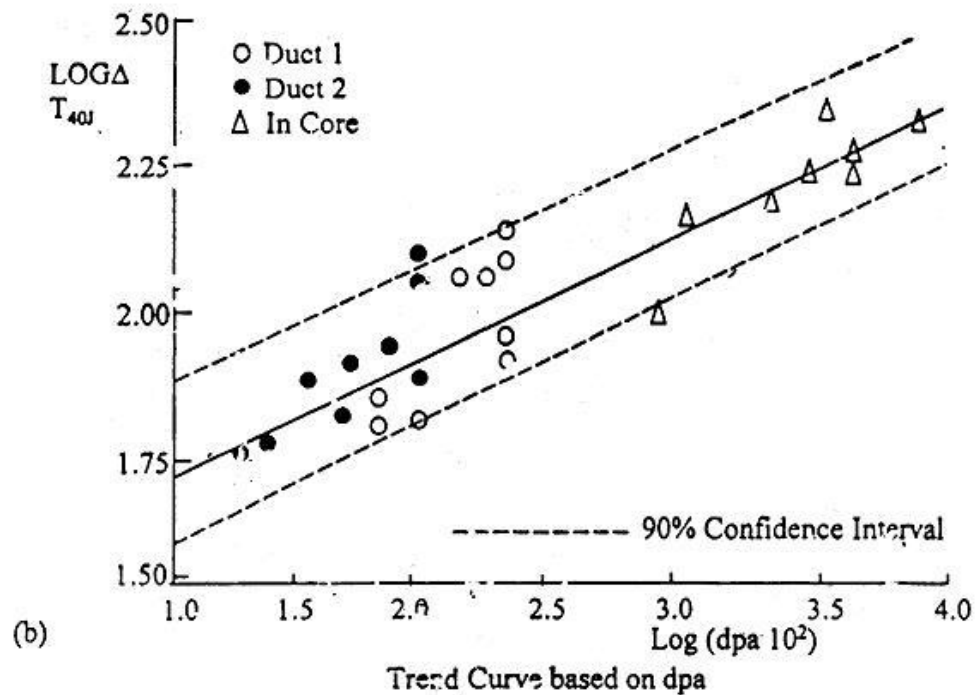
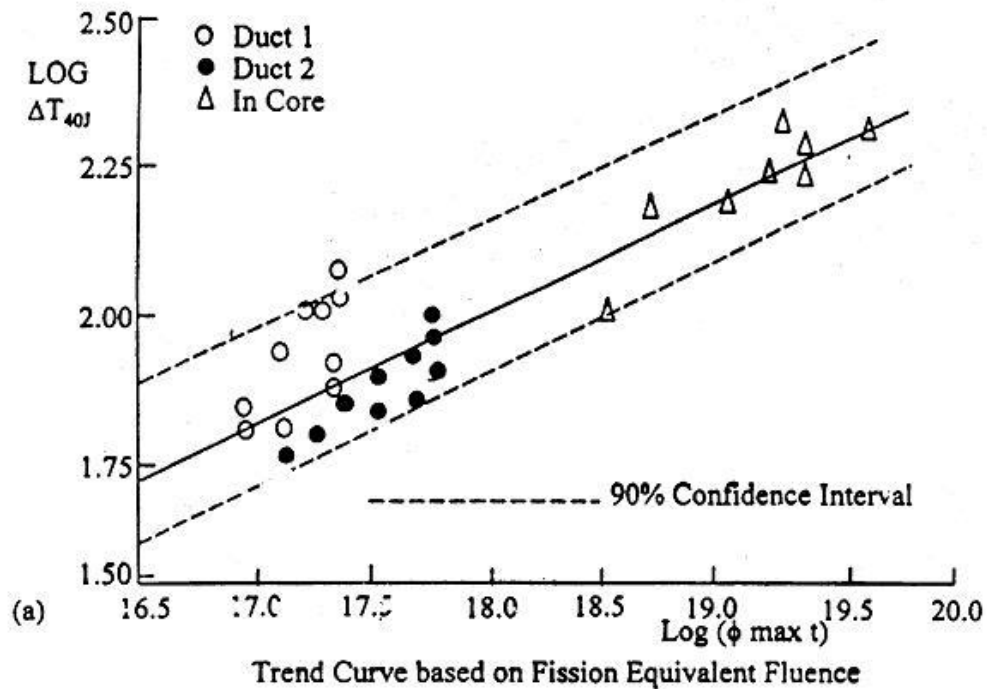


MILD STEELS

2103R3 - Al - KILLED  
 Al - KILLED  
 Si - KILLED  
 EN2

○ GROUNES 1967  
 + BARTON ETAL 1965  
 ● BARTON ETAL 1965  
 △ BARTON ETAL 1965





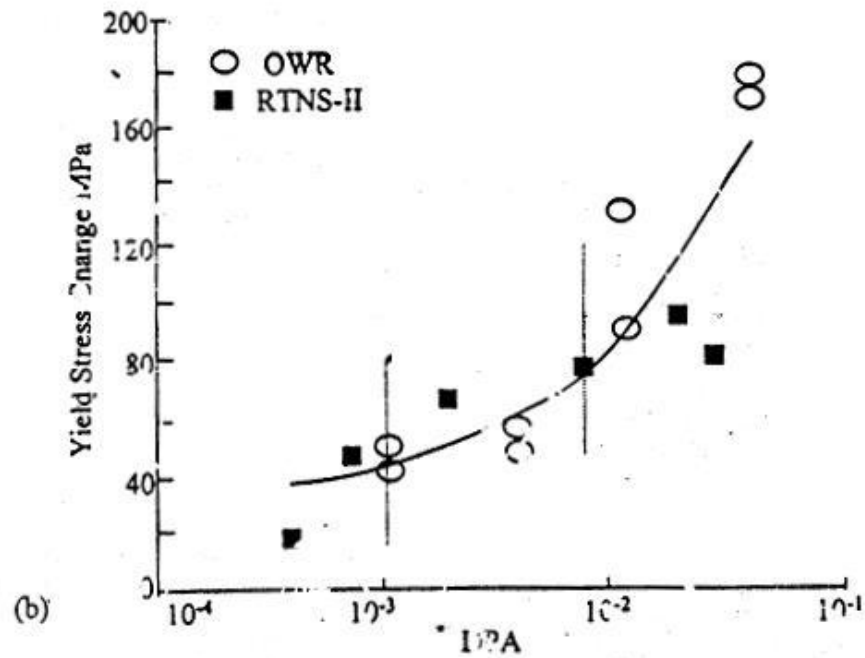
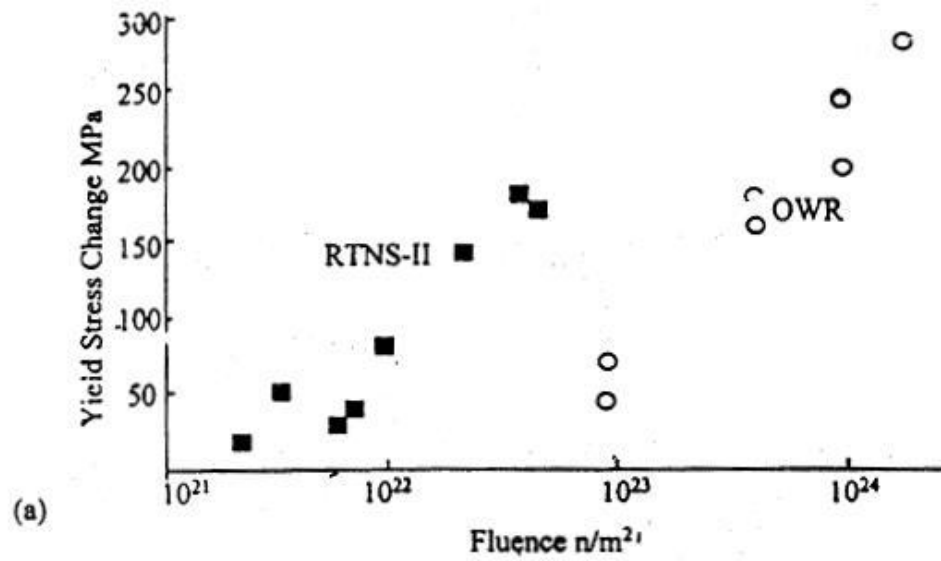


Fig. 2. Plot of yield stress change (MPa) versus (a) irradiation fluence and (b) dpa.

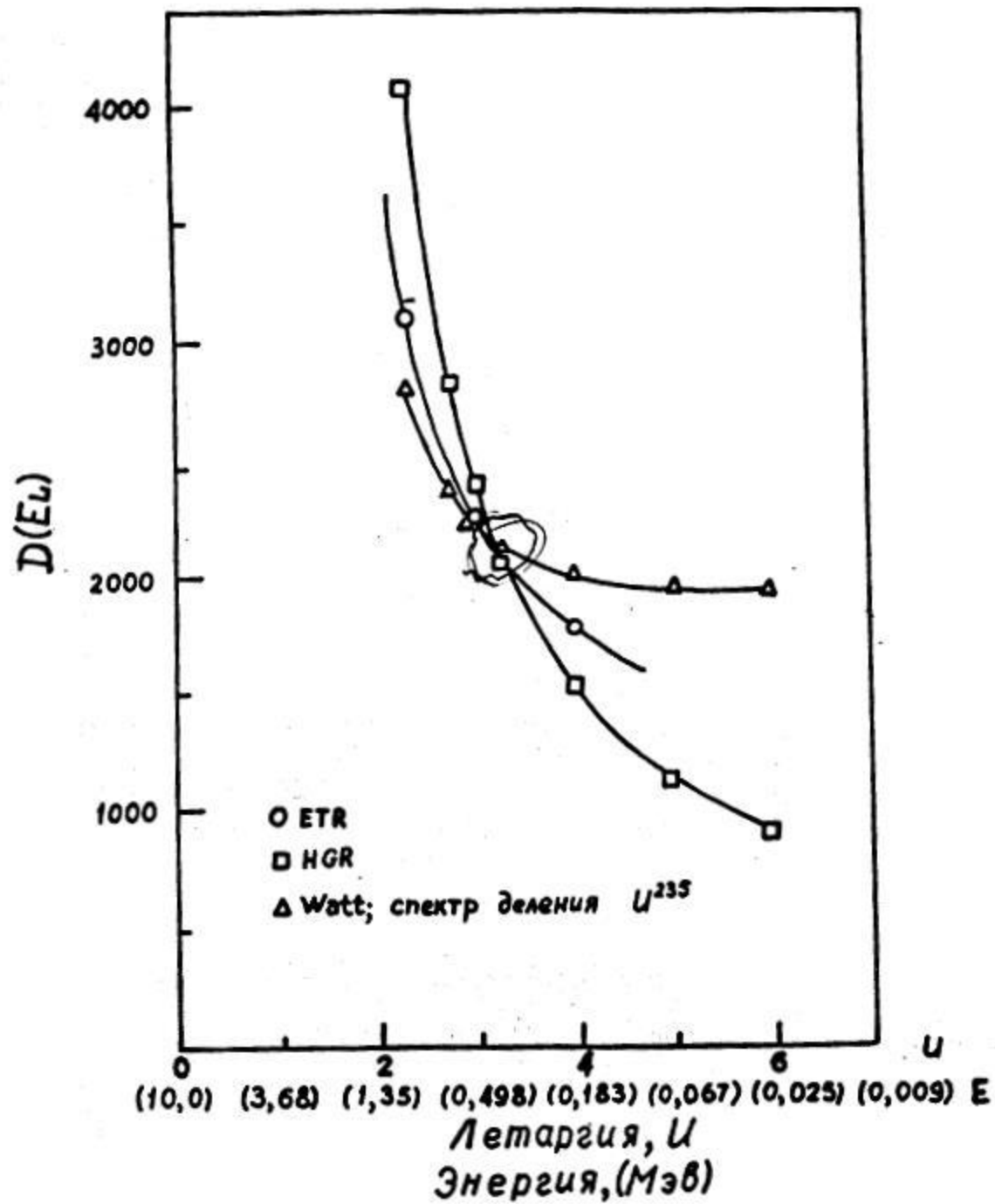


Table 1. Materials of ESTEREL program

	Cu	P	Ni
Material M1	0.048 %	0.008 %	0.76 %
Material M2	0.095 %	0.020 %	0.68 %

Table 4. Relative fluence response

Response	0.01 - 0.1 MeV	0.1 - 1 MeV	> 1 MeV	TOTAL
$\phi > 1$	OSIRIS	0	100 %	100 %
	SILOE	0	100 %	100 %
$\phi > 0.1$	OSIRIS	0	59 %	100 %
	SILOE	0	81 %	100 %
dpa	OSIRIS	3 %	26 %	100 %
	SILOE	8 %	57 %	100 %

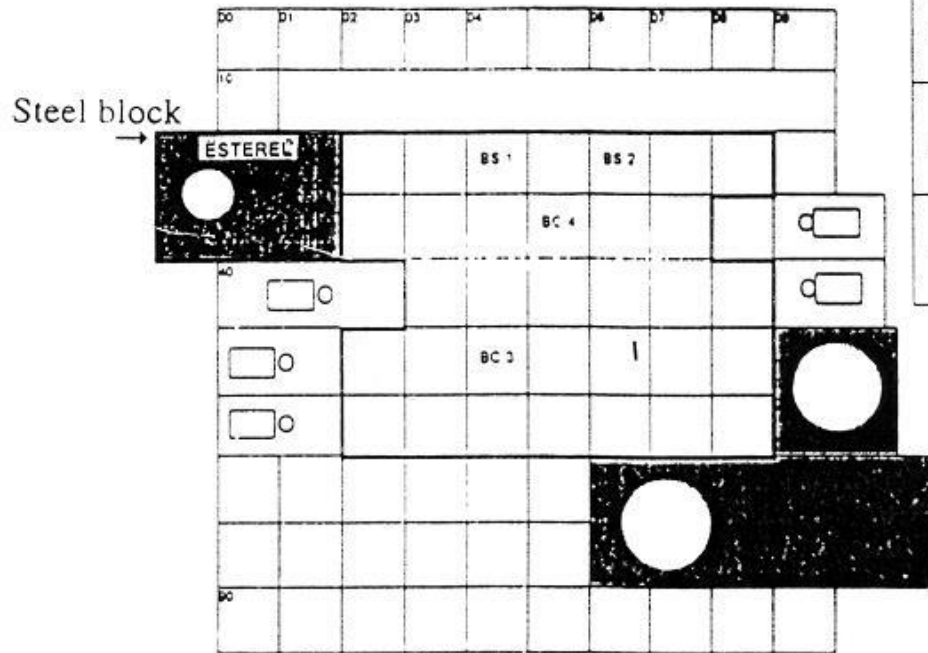


Fig. 1. Steel block in SILOE

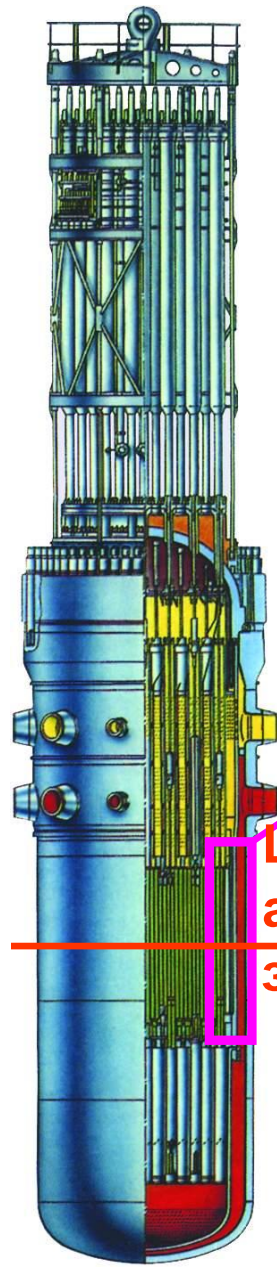
Table 7. Difference in embrittlement at the same fluence

same dpa	Difference OSIRIS-SILOE	same $\phi > 1$ MeV	
		M1	M2
M1	+ 5°C	- 2°C	0
M2	+ 9°C		

Table 8. Embrittlement percentage in 2 energy groups

	0,1 - 1 MeV		> 1 MeV	
	OSIRIS	SILOE	OSIRIS	SILOE
M1	4 %	12 %	96 %	88 %
M2	0	0	100 %	100 %

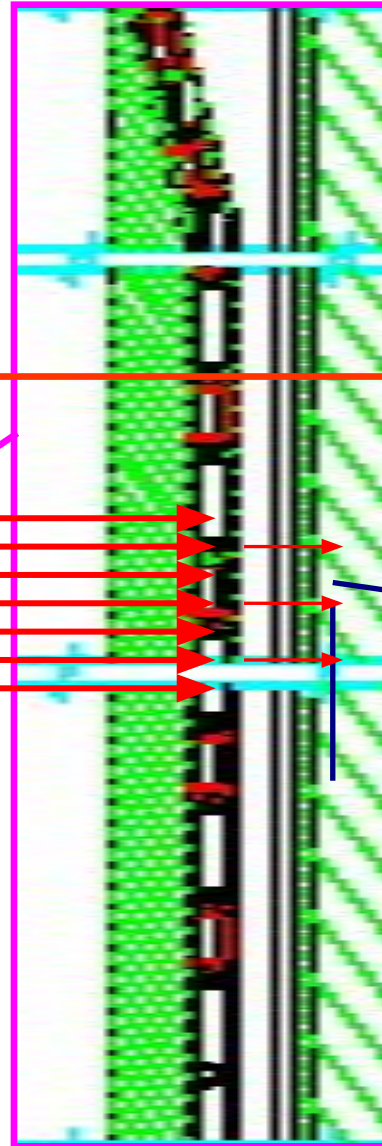
# «Флакс»



Центр  
активной  
зоны

Поток  
на ОС

Центр  
активной  
зоны



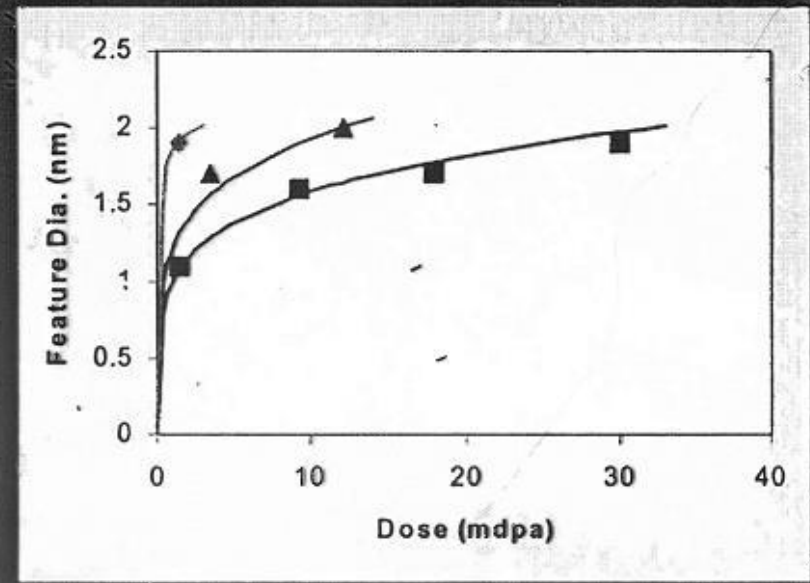
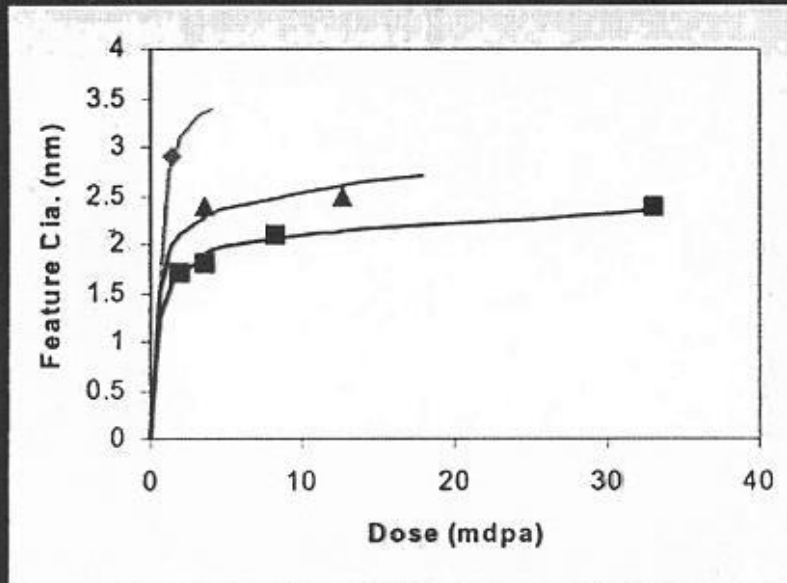
Поток  
нейтронов на  
ОС в 10-20 раз  
выше чем на  
внутренней  
поверхности  
стенки КР

Контейнер  
ОС

Стенка  
корпуса  
реактора  
Щахта

# T. Williams

## Effect of Dose Rate on CRPs and MNPs



SANS data, approximate Dose Rates:

Squares =  $6 \text{ E-}9 \text{ dpa/sec}$

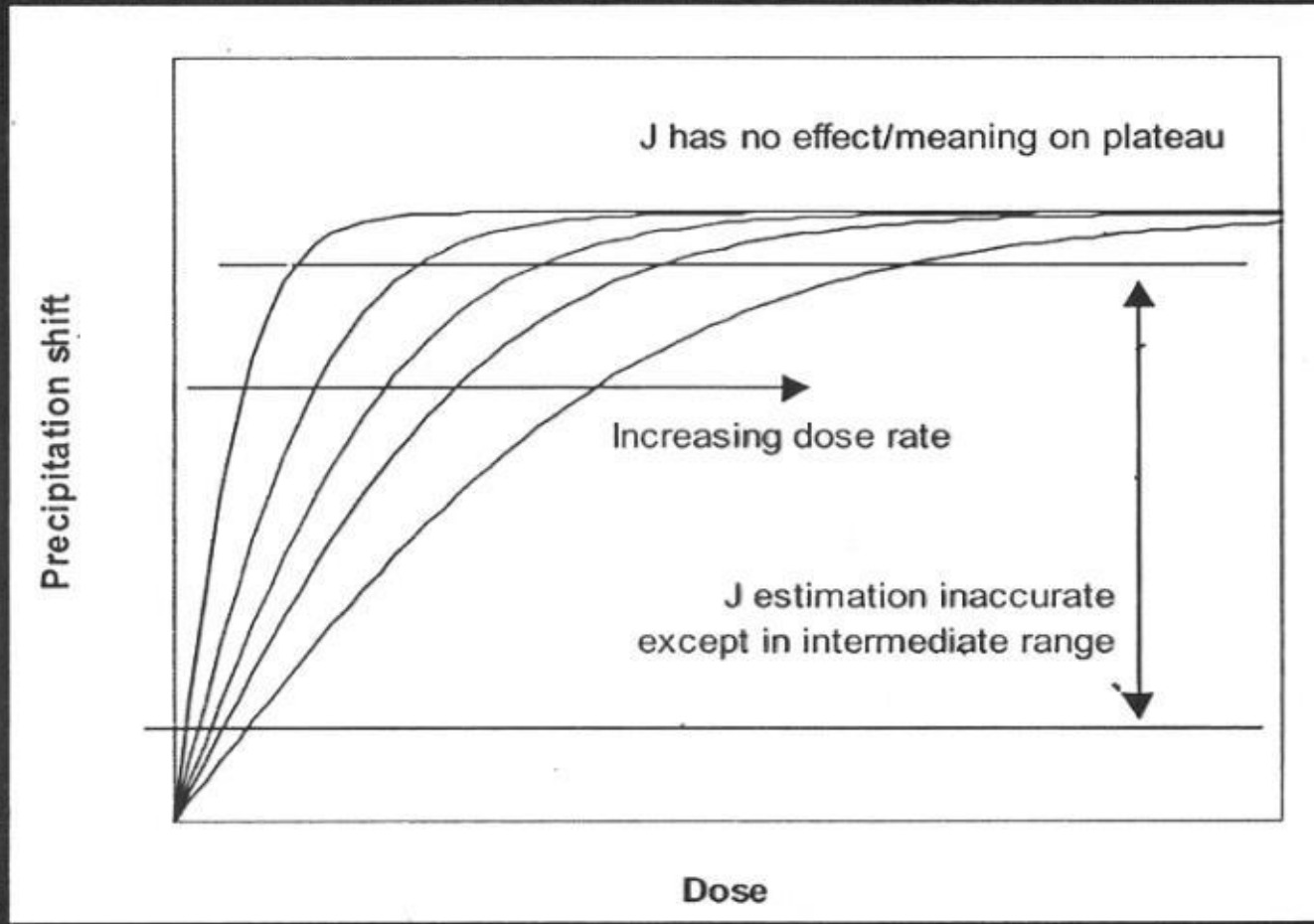
Triangles =  $6 \text{ E-}10 \text{ dpa/sec}$

Diamond =  $9 \text{ E-}11 \text{ dpa/sec}$

Reducing dose  
rate increases  
feature size  
at a given dose

**Cu precipitates increase faster with low flux**

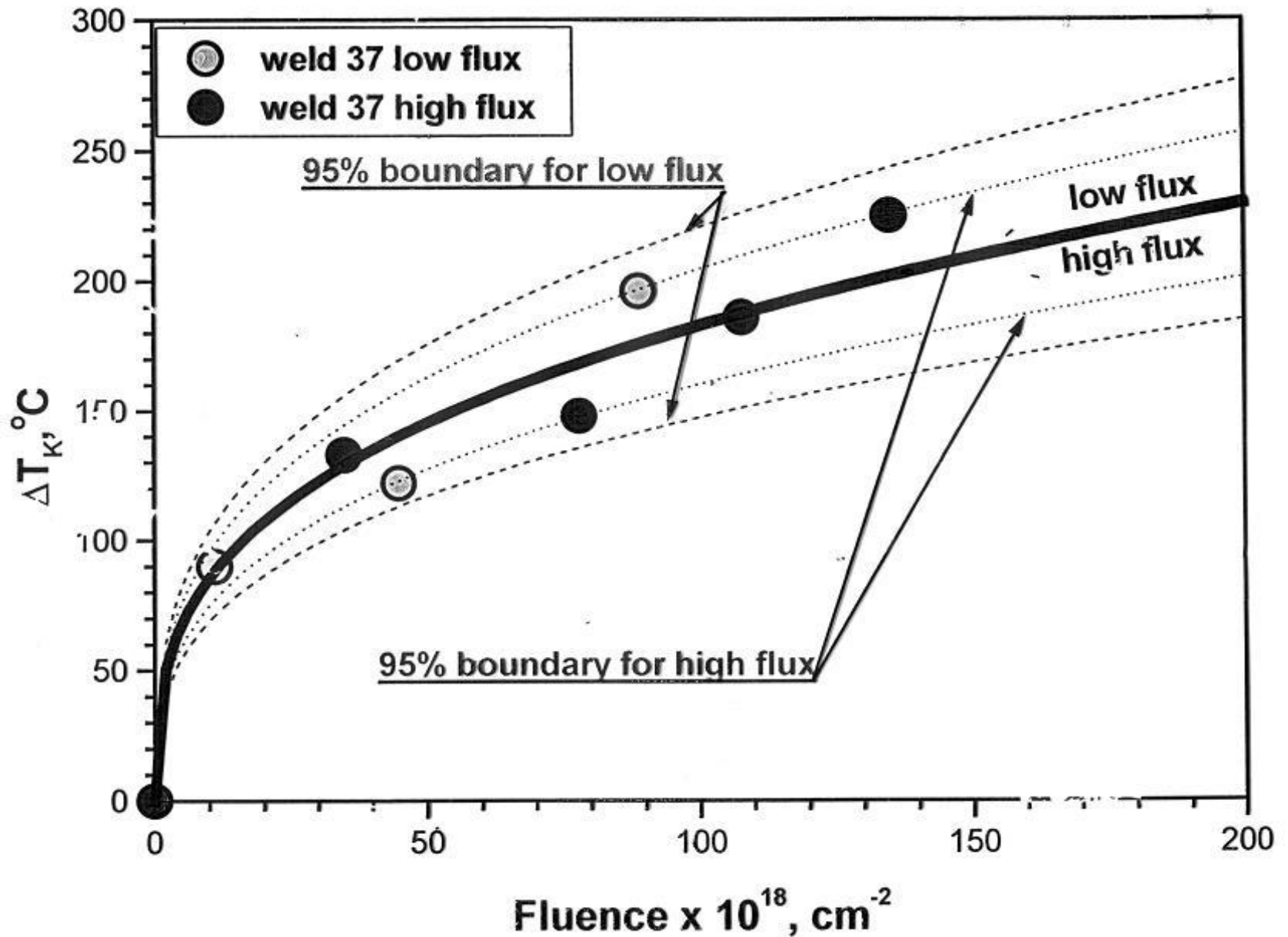
## J Value in Relation to the Plateau

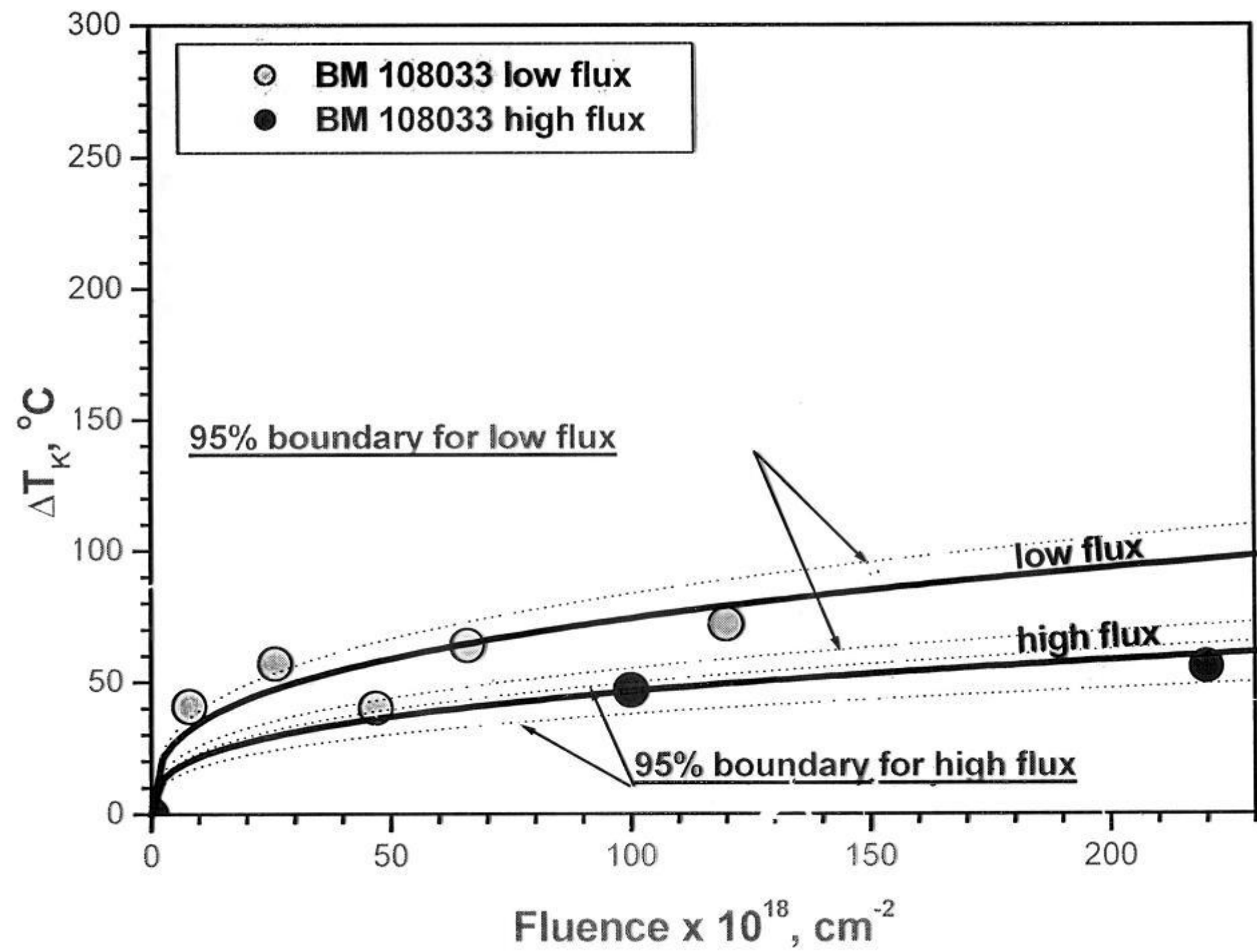


- Cu contribution (plateau) does not depend on flux value
- Cu hardening kinetic depends on flux
- Cu hardening goes on faster with low flux



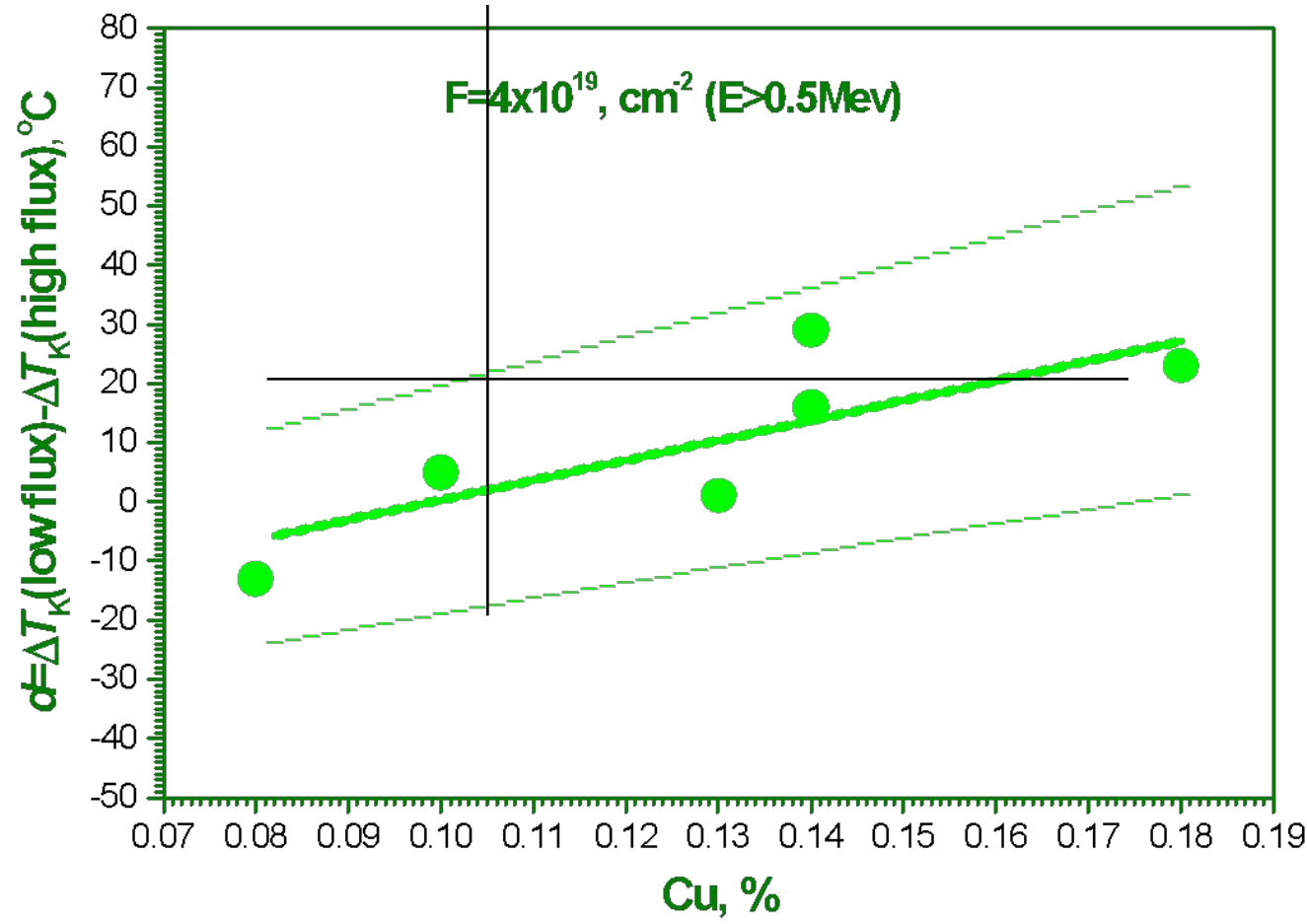
**$P\text{-value}=0.61 > 0.05$**





Эффект флакса зависит от содержания Си в материале.

Положительный эффект при содержании Си больше ~0.10 %





Сравнение материалов корпусов реакторов "западного" (стали, используемые в США) и "восточного" (стали, разработанные в бывшем СССР) типов. На рис. приведены отношения средних содержаний элементов в соответствующих марках сталей.

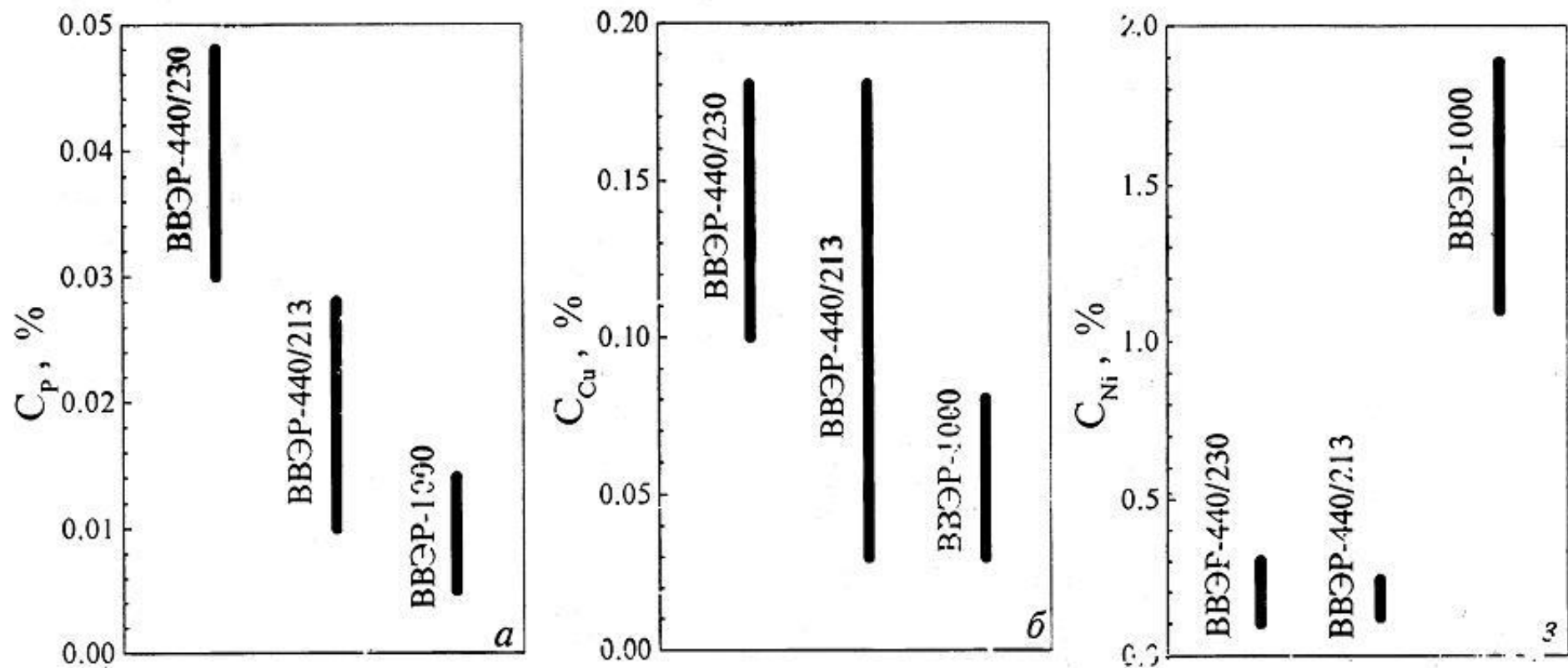
Chemical composition of 25Cr3NiMo steel, as compared with A533B1, 15Cr2MoV, 15Cr2NiMoV and 15Cr3NiMoV steels

Material	C	Mn	Si	S	P	Mo	Ni	Cr	Cu	V
25Cr3NiMo	0,24	0,49	0,28	0,040	0,018	0,40	1,07	3,30	0,10	0,03
A533B1	0,18	1,49	0,27	0,004	0,02	0,55	0,84	0,15	0,16	0,01
15Cr2MoV-A	0,11	0,3	0,17			0,6		2,0		0,25
	-----	-----	-----	≤	≤	---	≤0,4	---	≈0,15	-----
15Cr2NiMoV-A	0,21	0,6	0,37	0,025	0,025	0,8		3,0		0,35
	-----	-----	-----	≤	≤	---	---	---	≤0,30	-----
15Cr2MoV-AA	0,13	0,3	0,17			0,5	1,0	1,8		0,10
	-----	-----	-----	≤	≤	---	≤0,4	---	≤0,10	-----
15Cr2NiMoV-AA	0,18	0,6	0,37	0,020	0,020	0,7	1,5	2,3		0,12
	-----	-----	-----	≤	≤	---	---	---	≤0,08	-----
15Cr3NiMoV	0,11	0,3	0,17			0,6		2,0		0,25
	-----	-----	-----	≤	≤	---	≤0,4	---	≤0,10	-----
15Cr2NiMoV-AA	0,16	0,6	0,37	0,015	0,012	0,8		2,5		0,35
	-----	-----	-----	≤	≤	---	---	---	≤0,20	-----
15Cr3NiMoV	0,13	0,3	0,17			0,5	1,0	1,8		0,10
	-----	-----	-----	≤	≤	---	---	---	≤0,08	-----
15Cr3NiMoV	0,18	0,5	0,37	0,012	0,010	0,7	1,5	2,3		0,12
	-----	-----	-----	≤	≤	---	---	---	≤0,20	-----
15Cr3NiMoV	0,12	0,3	0,17			0,5	0,8	1,8		0,08
	-----	-----	-----	≤	≤	---	---	---	≤0,20	-----
15Cr3NiMoV	0,16	0,6	0,37	0,020	0,020	0,8	1,3	2,3		0,15

# Главная задача – определение физического ресурса материалов корпусов реакторов

В РФ эксплуатируется три типа реакторов ВВЭР

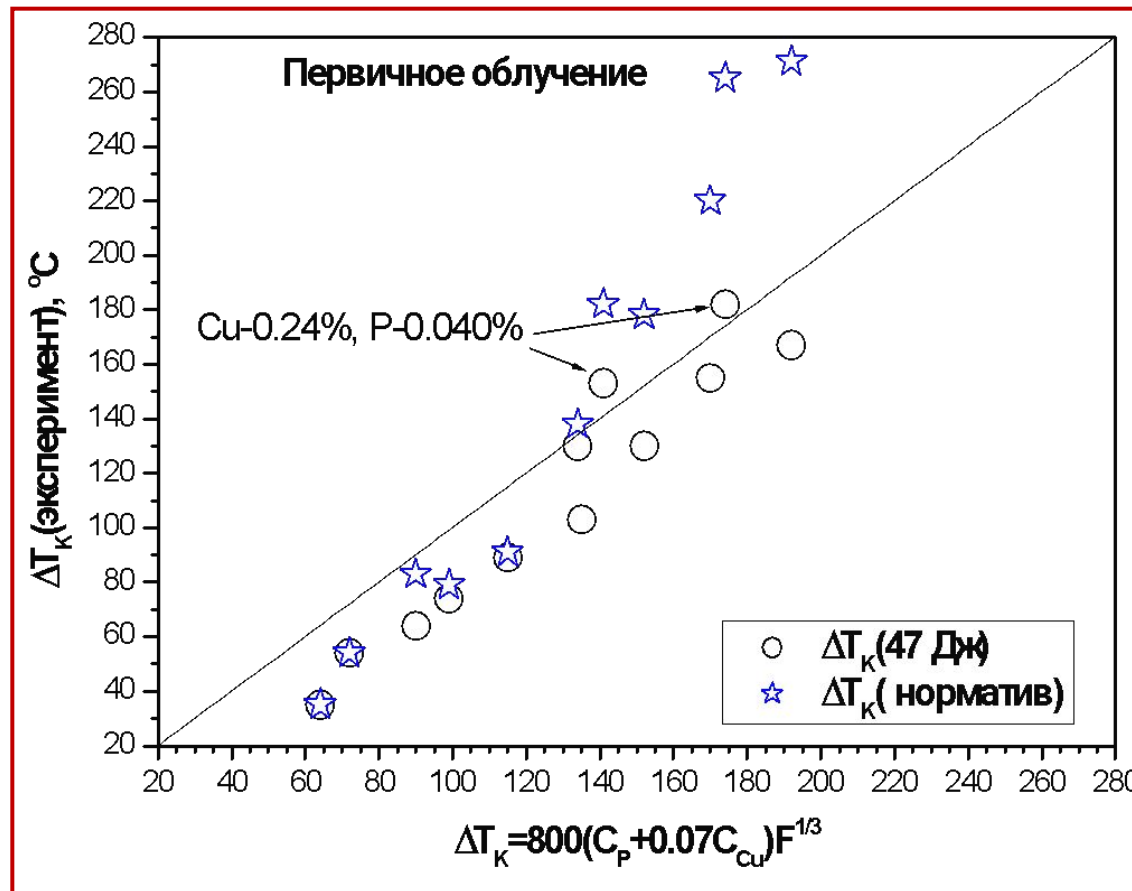
<b>ВВЭР-440/230</b>	<b>ВВЭР-440/213</b>	<b>ВВЭР-1000</b>
<b>&lt; 0.3 % Ni</b>		<b>1.1 - 1.9 % Ni</b>
<b>РО определяет фосфор и медь</b>		<b>РО определяет никель</b>
<b>Все отожжены</b>	<b>Первичное радиационное охрупчевание</b>	



Сравнение диапазонов изменения фосфора (а) меди (б) и никеля (в) в металле сварных швов корпусов

ВВЭР-440/230, ВВЭР-440/213 и ВВЭР-1000.

# Закономерности охрупчивания материалов корпусов ВВЭР-440



Сварной шов:  $\Delta T_k = 800 \times (P + 0.07 \times Cu) \times (F \times 10^{-18})^{1/3} \text{ (см}^{-2}\text{)}$

Основной металл:  $\Delta T_k = 18 \times (F \times 10^{-18})^{1/3} \text{ (см}^{-2}\text{)}$



# Кризис середины 80х годов

- К середине 80х годов охрупчивание материала корпусов реакторов ВВЭР-440 первых поколений достигло критического уровня, при котором не гарантировалась безопасность эксплуатации энергоблоков

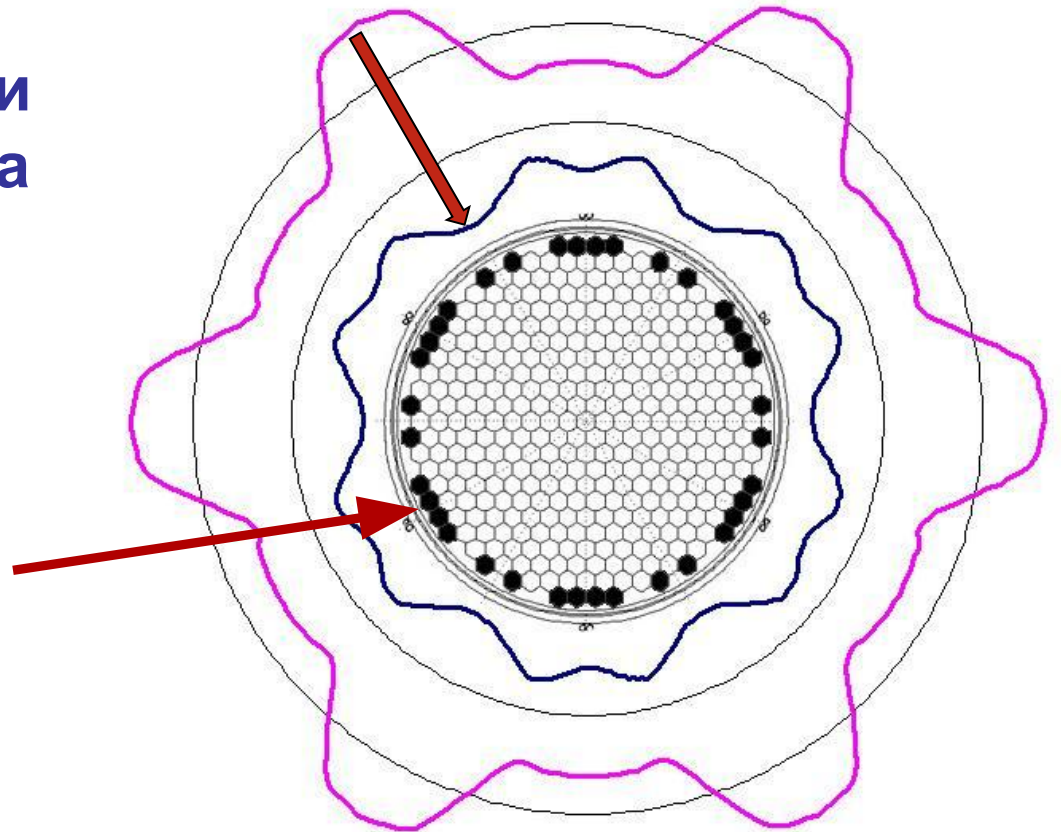
## Причины:

- Требование к транспортировке корпусов по железной дороге привело к небольшому размеру корпуса и, как следствие, к высокой радиационной нагрузке на корпус реактора (в 10 раз выше, чем на аналогичные материалы корпусов в США)
- Не полное понимание на тот момент механизмов радиационного охрупчивания, в частности, роли остаточных примесей (фосфора и меди)
- Отсутствие систем контроля за радиационным охрупчиванием в виде образцов-свидетелей
- Отсутствие моделей, позволяющих получить достоверную оценку степени радиационного охрупчивания

# РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМ 80-х

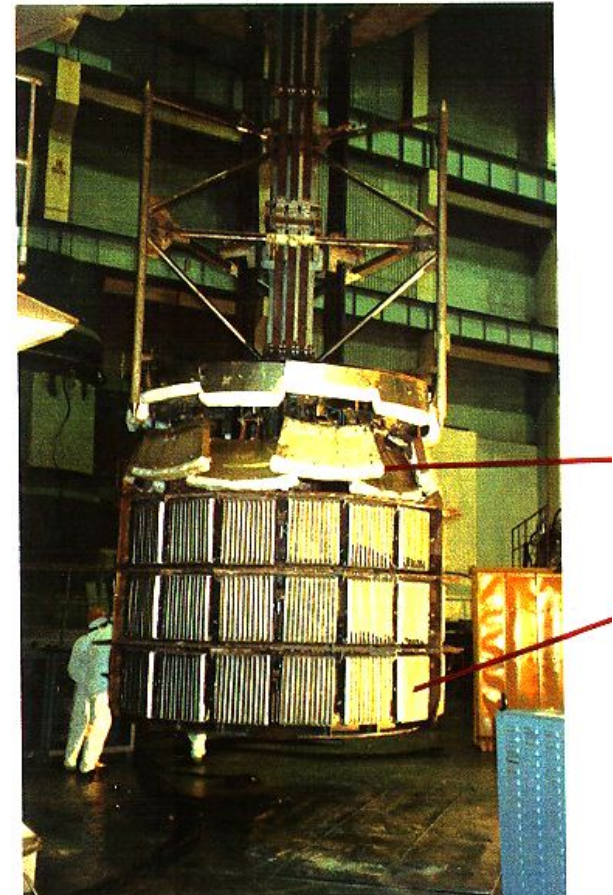
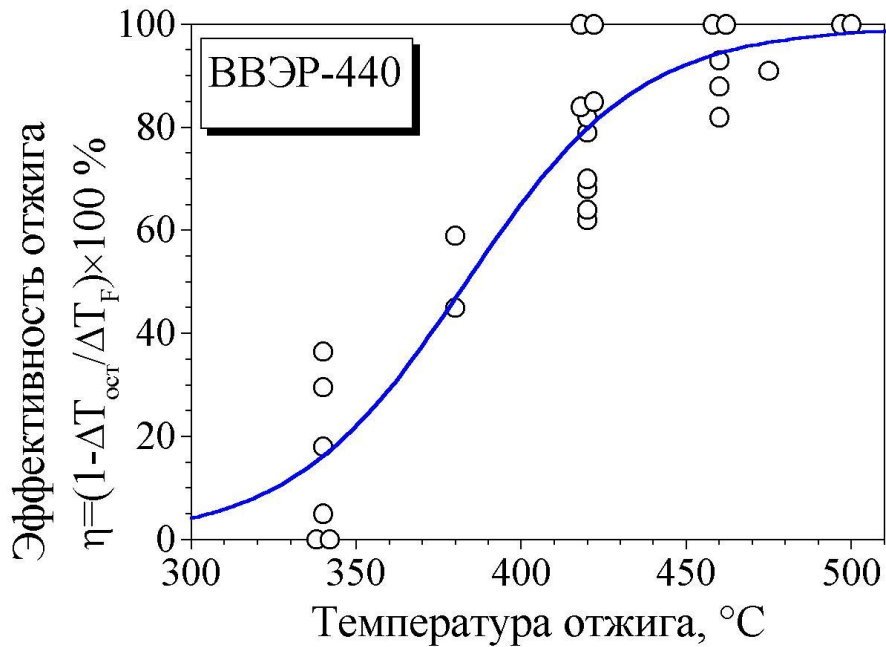
Снижение плотности  
потока нейтронов на  
корпусе реактора

- Установка кассет-  
экранов в активную  
зону

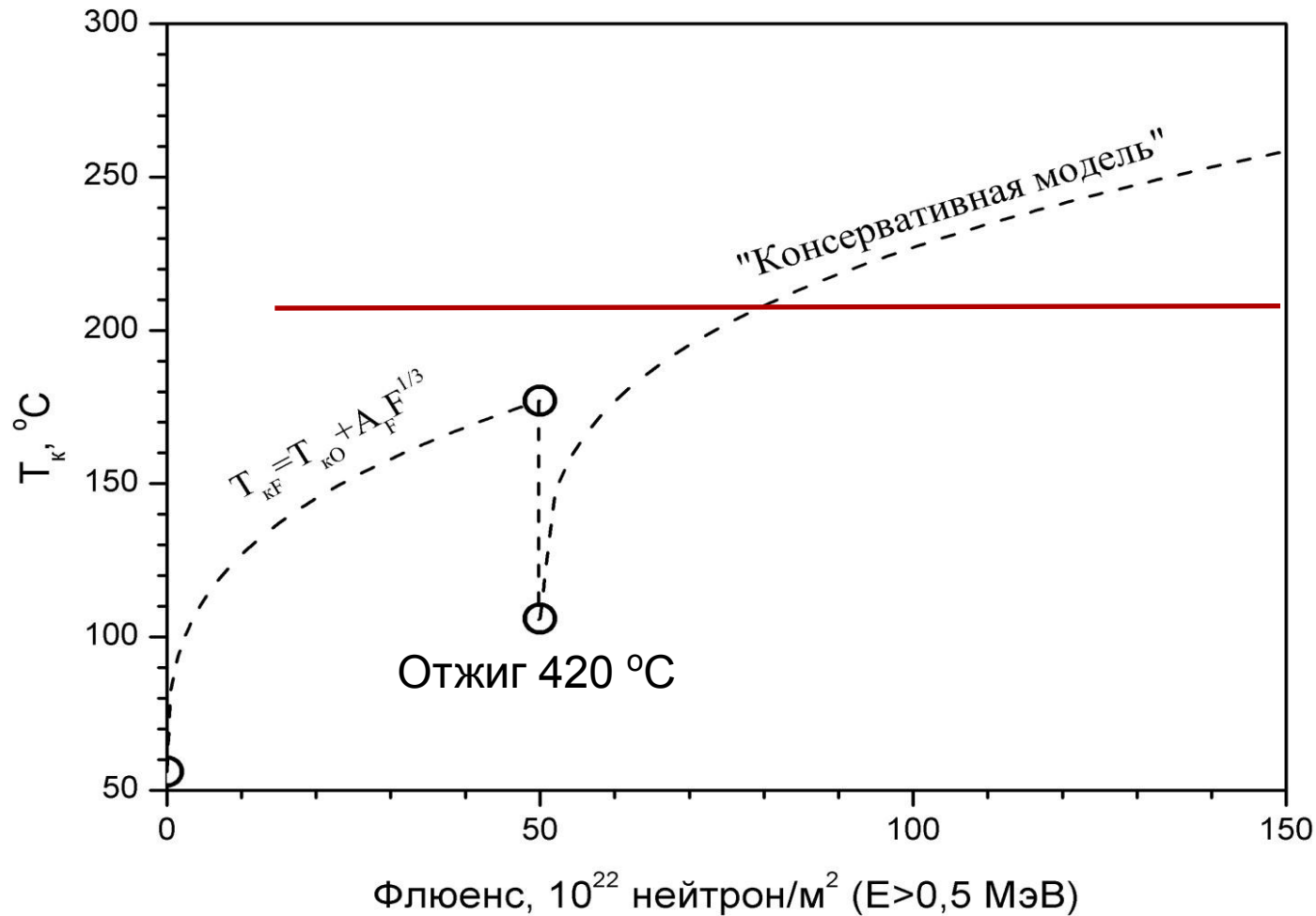


# РЕШЕНИЕ ПРОБЛЕМ 80-х

- Проведение восстановительного отжига



# Схема радиационного охрупчивания сварного шва КР НВАЭС-3



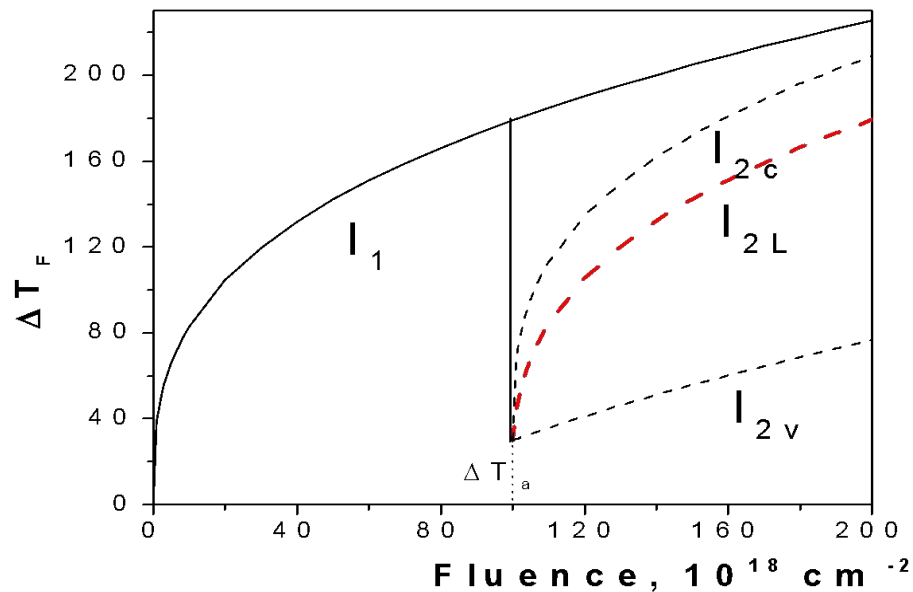
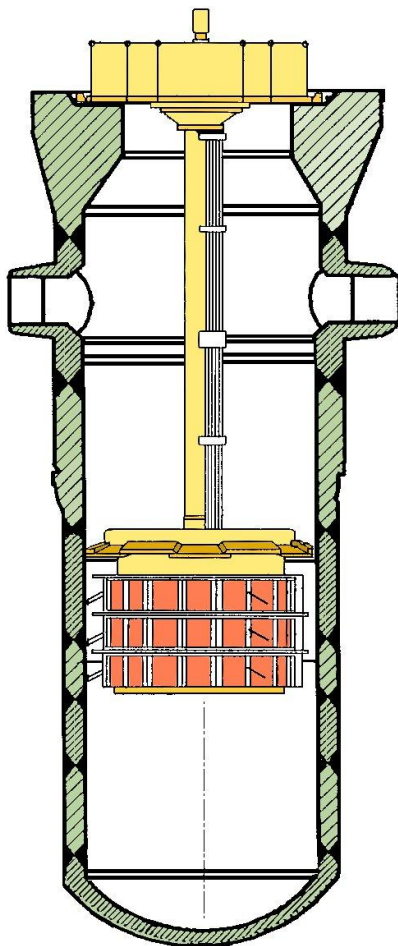
# Проведение восстановительного отжига корпусов реакторов ВВЭР-440/230

Блок	Начало работы	Отжиг	Режим отжига
НВАЭС-3	1971	1987	430±20°C 150 ч
НВАЭС-3		1991	475±15°C 100 ч
НВАЭС-4	1972	1991	475±15°C 150 ч
КолАЭС-1	1973	1989	475±15°C 150 ч
КолАЭС-2	1974	1989	475±15°C 150 ч

Общее число отожженных корпусов ВВЭР-440/230 18

# Схема РО материалов СШ КР ВВЭР-440/230

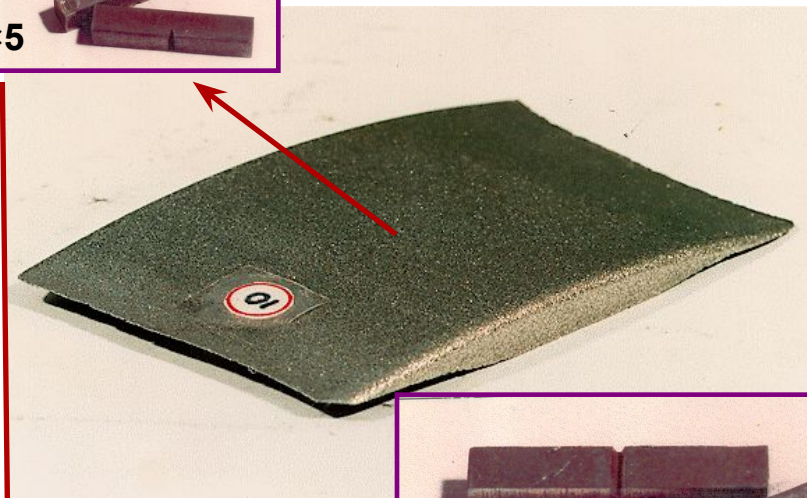
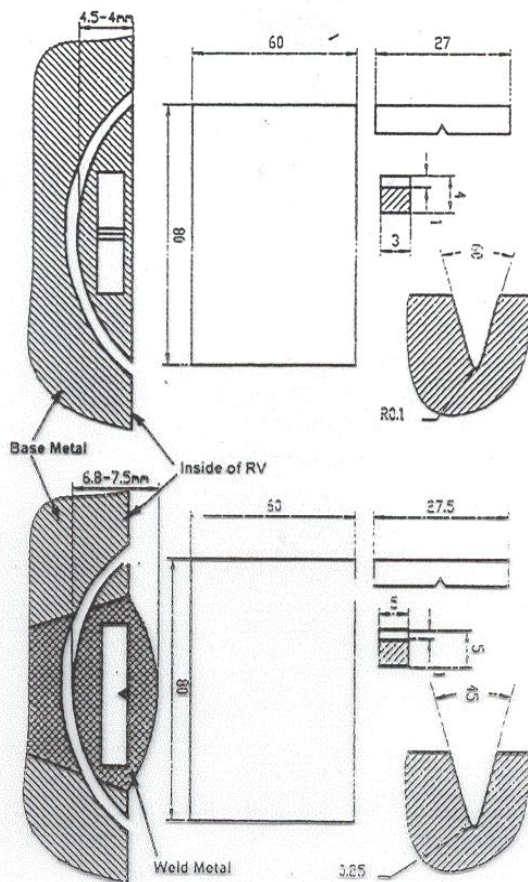
до и после отжига 475 °С 150 часов



- $I_{2c}$  – “консервативная” модель
- $I_{2L}$  – “горизонтальный сдвиг”
- $I_{2v}$  – “вертикальный сдвиг”

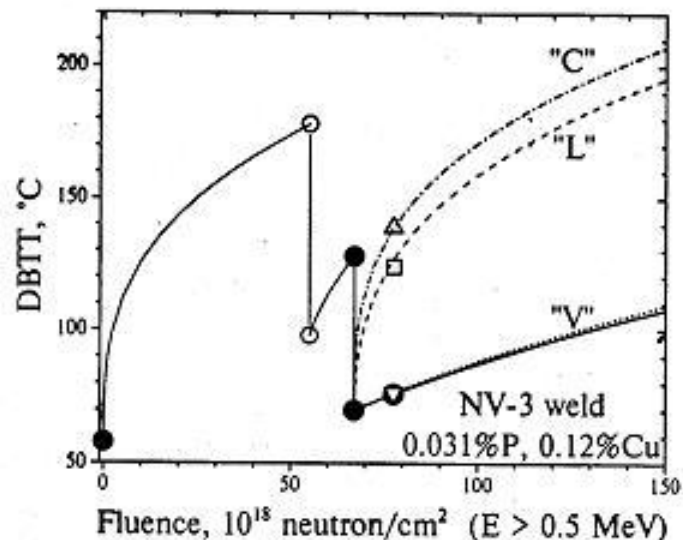
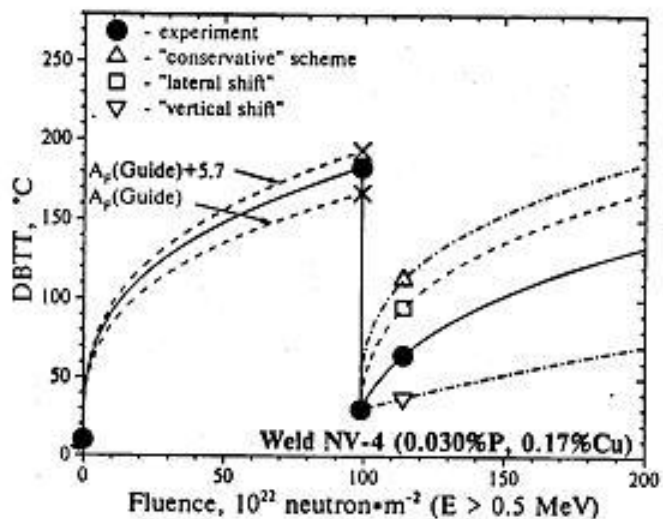


# Вырезка темплетов для оценки реального состояния материалов корпусов реакторов ВВЭР-440/230

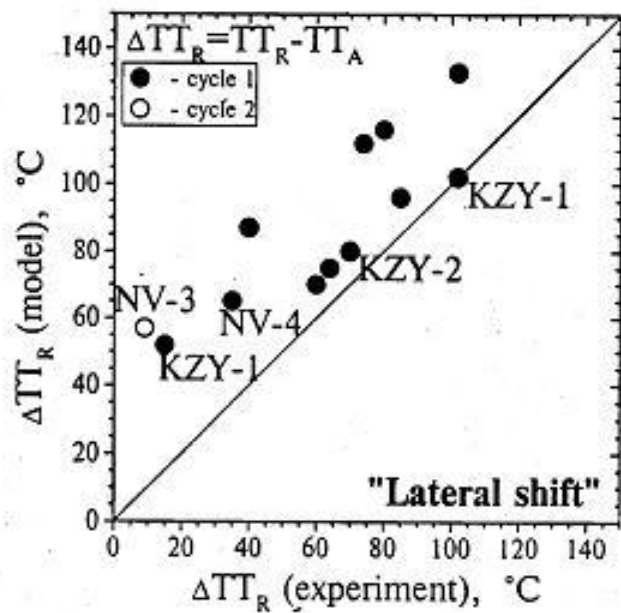


$$\text{If } T_{k}^{5 \times 5} \leq 0^{\circ}\text{C}: T_{k}^{10 \times 10} = 53.5 + 0.94T_{k}^{5 \times 5} + 2.62 \times 10^{-4} (T_{k}^{5 \times 5})^2, \text{ }^{\circ}\text{C}$$

$$\text{If } T_{k}^{5 \times 5} \geq 0^{\circ}\text{C}: T_{k}^{10 \times 10} = 53.5 + 1.00T_{k}^{5 \times 5} + 1.37 \times 10^{-4} (T_{k}^{5 \times 5})^2, \text{ }^{\circ}\text{C}$$



Comparison of the experimental and predicted data on irradiation and annealing and re-irradiation response of RPV welds.

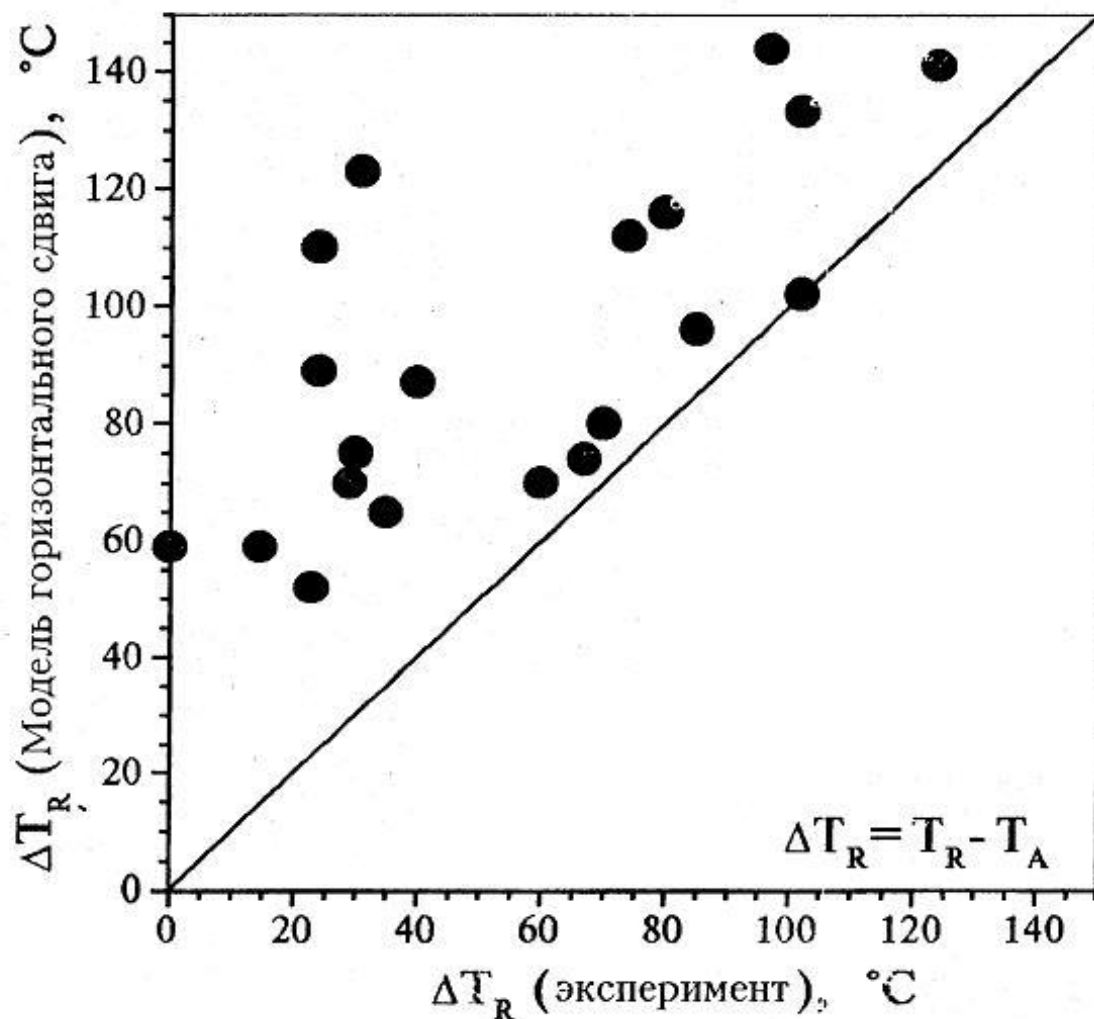


Comparison of the experimental and predicted data on re-irradiation response of RPV welds.



Достоинство модели горизонтального сдвига, принятой в РФ для определения кинетики повторного радиационного охрущивания:

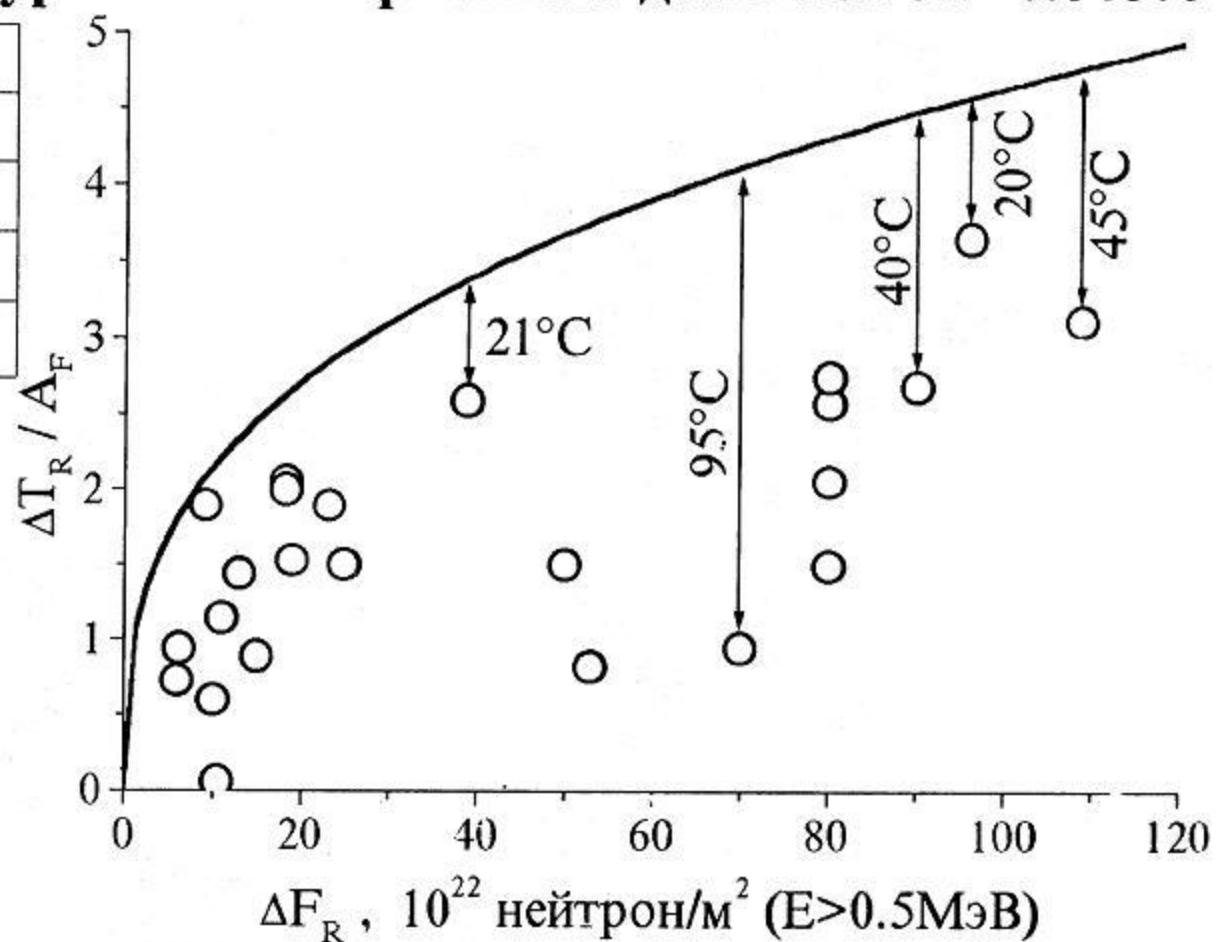
→ консервативна для всего массива данных РНЦ КИ



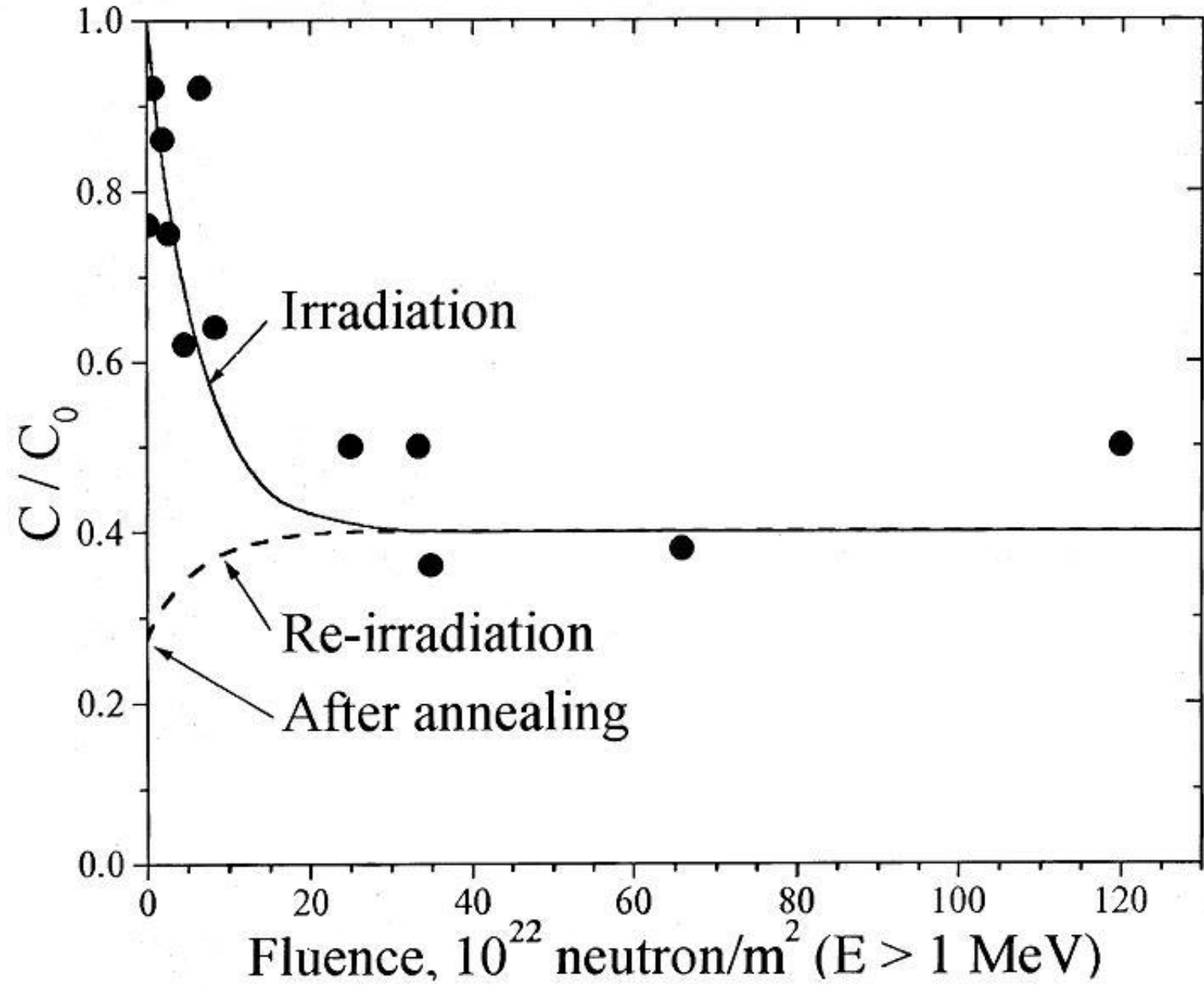
## Недостаток модели горизонтального сдвига:

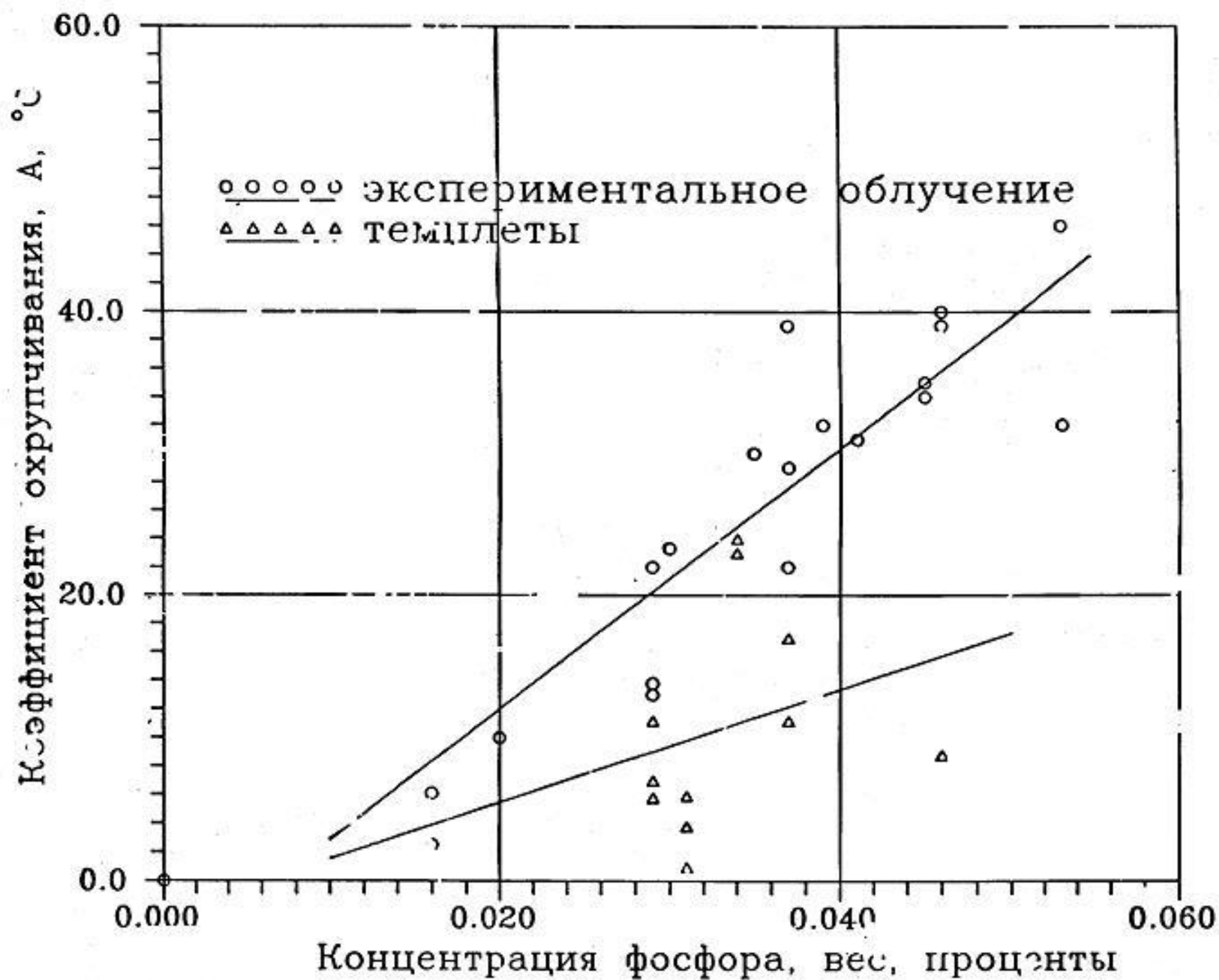
→ завышенный уровень консерватизма для швов с  $P < 0.040\%$

Блок	P, %	Cu, %
НВАЭС-3	0.033	0.135
НВАЭС-4	0.029	0.17
Кол.АЭС-1	0.034	0.14
Кол.АЭС-2	0.039	0.18



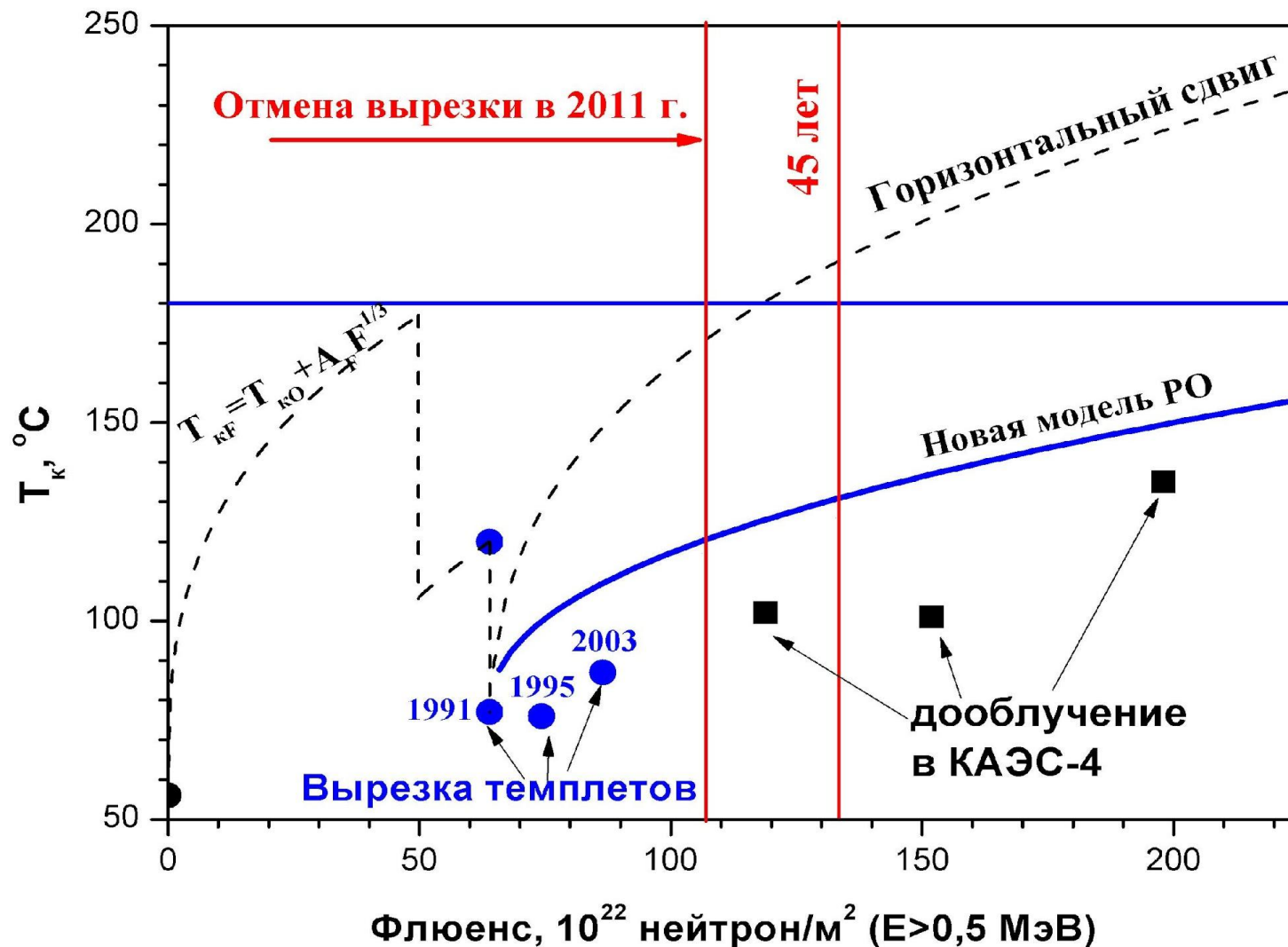
# Comparison of predicted and observed values of matrix copper contents variation under irradiation and re-irradiation

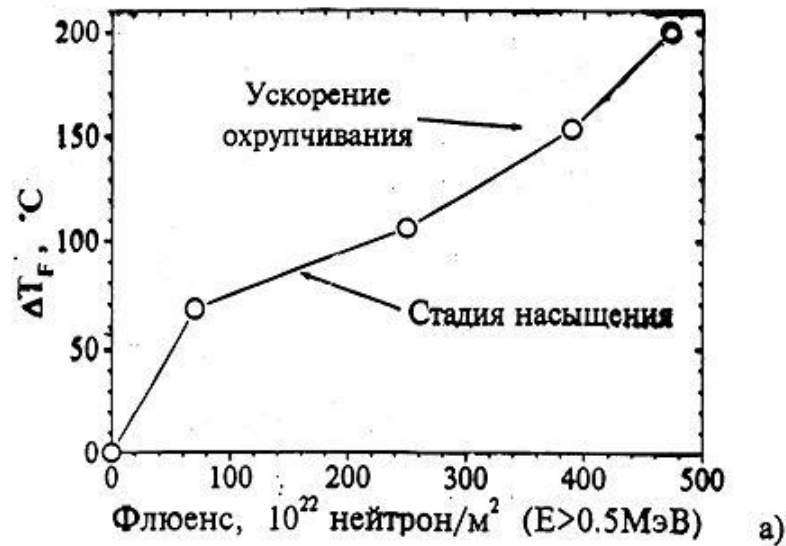




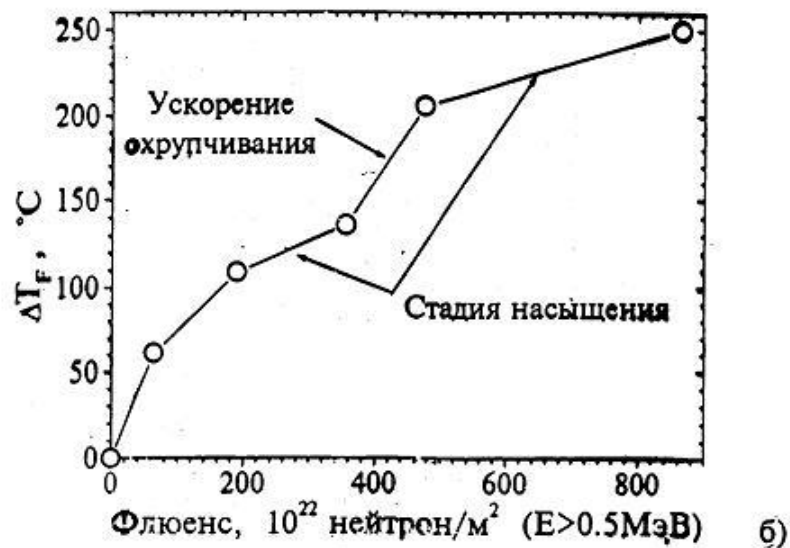
Материалы ВВЭР - 440, облучение после отжига

**Результаты исследования материала теплотов позволили продлить ресурс НВАЭС-3 и НВАЭС-4 до 45 лет и отказаться от вырезки теплотов в 2011 году**





а)

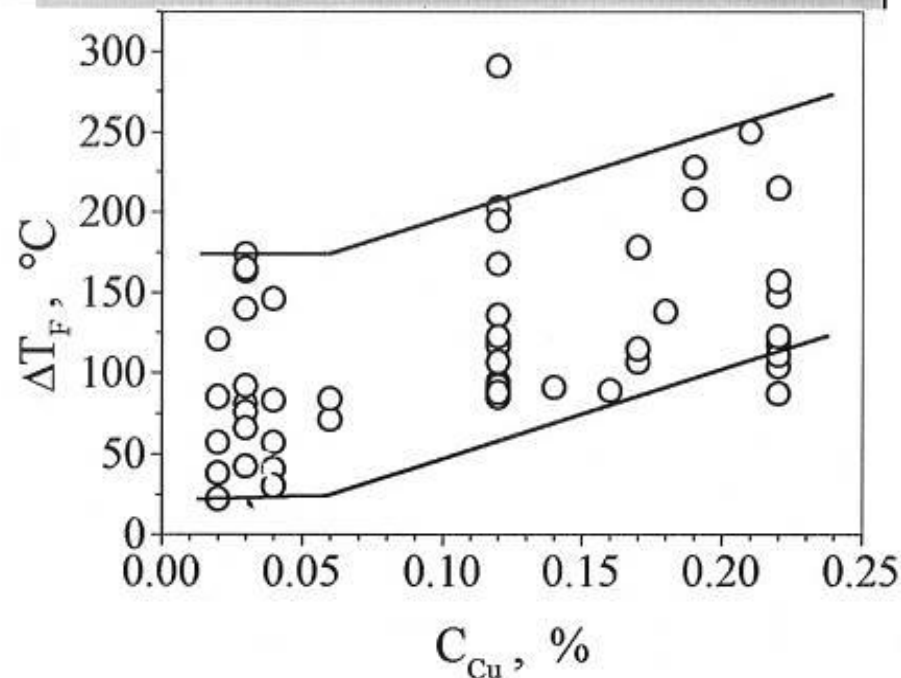
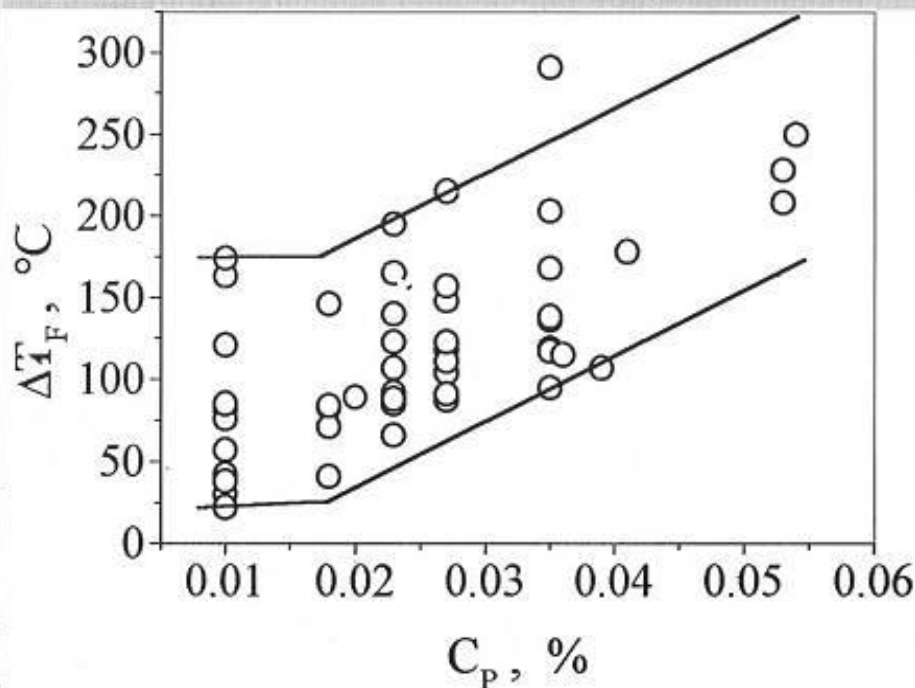


б)

Рис. 5.3. Зависимость величины сдвига температуры вязкохрупкого перехода от флюенса быстрых нейтронов. (а) – основной металл ВВЭР-440 (0.028%Ni, 0.012%P, 0.11%Cu); (б) – основной металл ВВЭР-440 (0.015%Ni, 0.011%P, 0.09%Cu); (в) – сталь А302В (0.017%Ni) [54]; (г) – основной металл германского производства (3.7%Ni, 0.15%Cu) [123].

# Создание модели РО материала сварных швов корпусов реакторов ВВЭР-440/213

- Микроструктурные исследования показали, что содержание меди в матрице падает с облучением достаточно быстро, повышая роль радиационных дефектов
- Выявлены пороговые уровни влияния на радиационное охрупчивание фосфора и меди



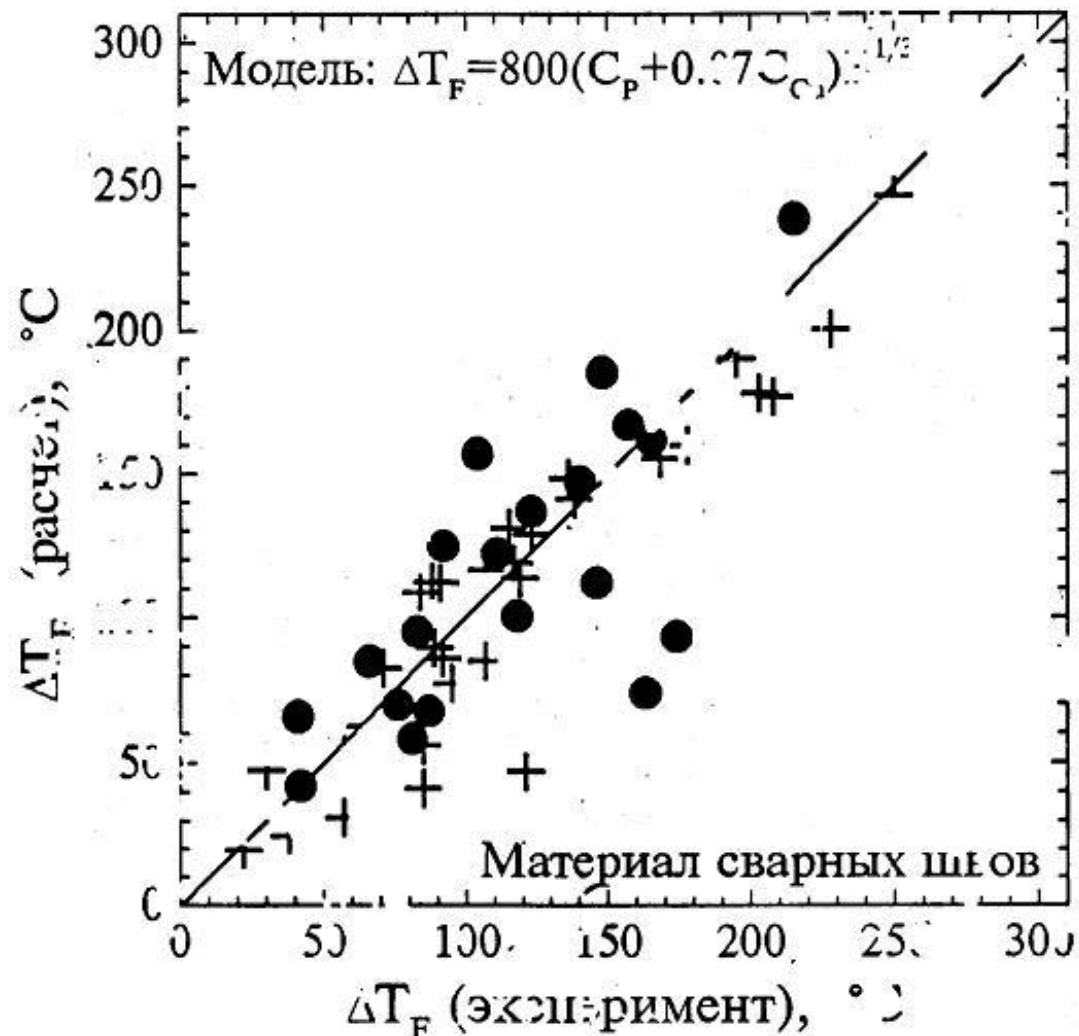
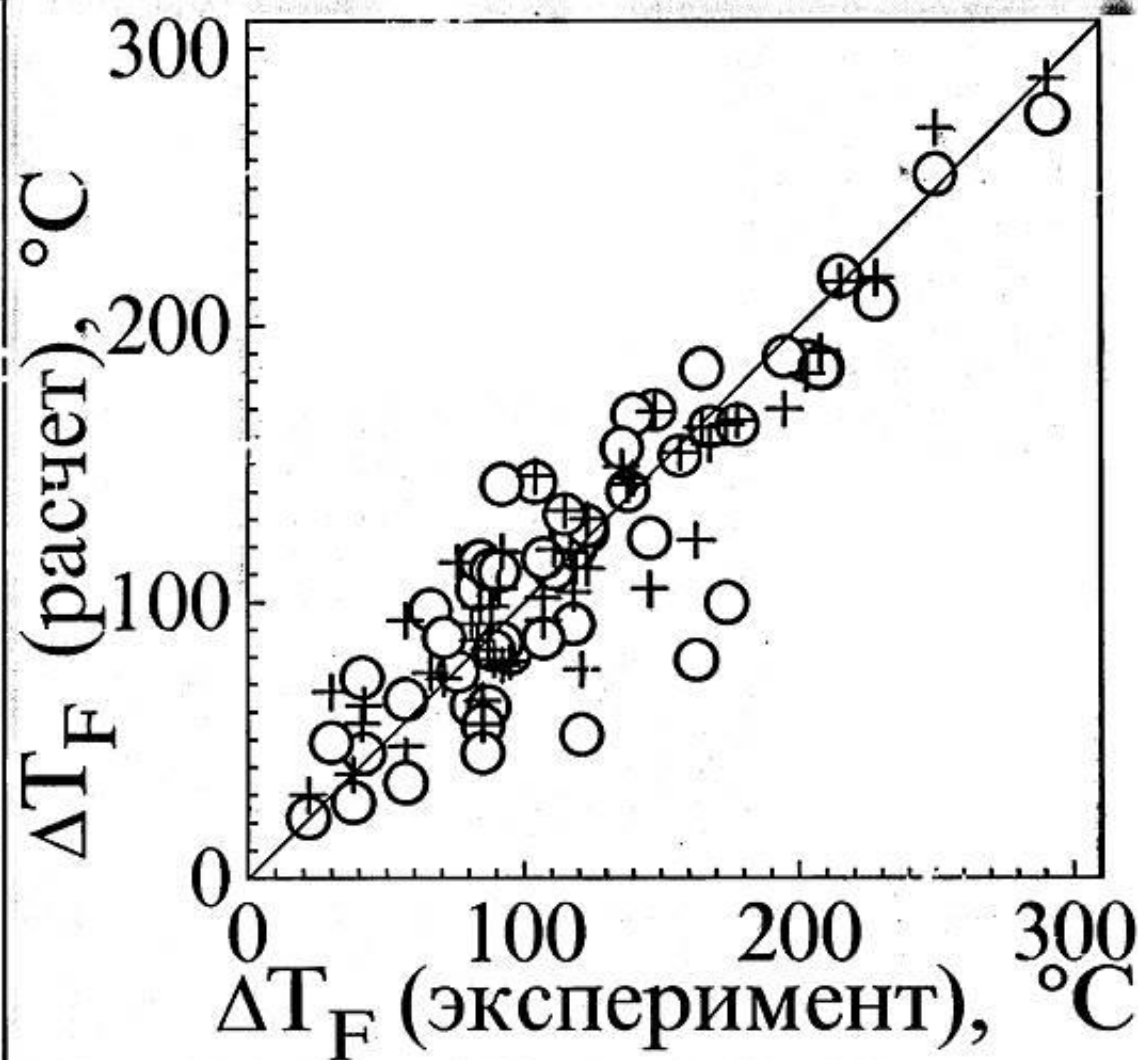


Рис. 5.3. Сравнение действительных значений радиационного охрупчивания с нормативными [7] для материала сварных швов корпусов реакторов БЭЭ-44: ● — образцы-свидетели; + — исследовательские программы.

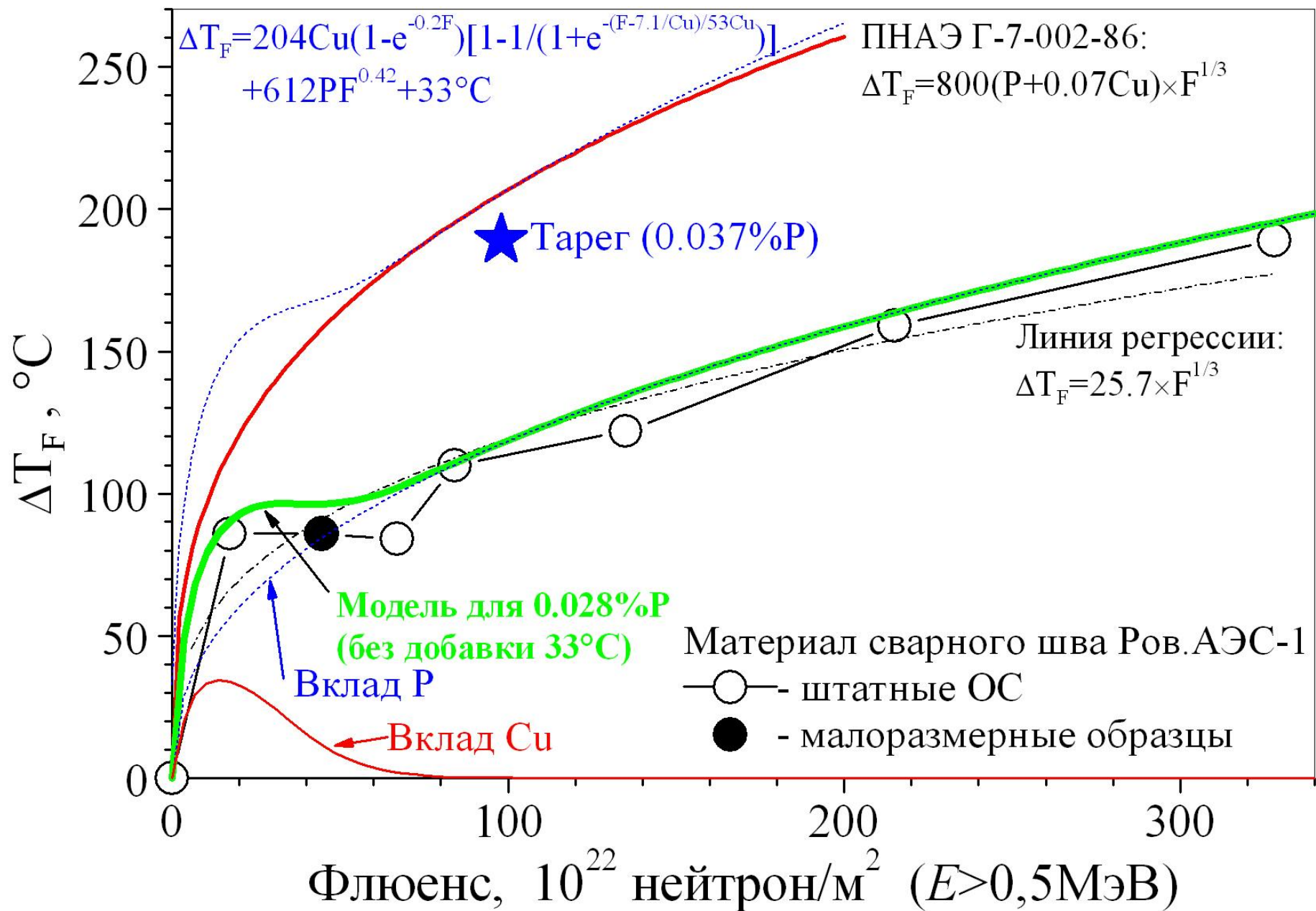


# Сравнение новой (+) и базовой (O) моделей



Сравнивая дисперсии базовой ( $\sigma=27.3^{\circ}\text{C}$ ) и новой моделей ( $\sigma=20.1^{\circ}\text{C}$ ) получим, что новая модель лучше базовой с вероятностью **98%** (значимо).

# Обобщенные результаты исследований ОС МШ Ров.АЭС-1

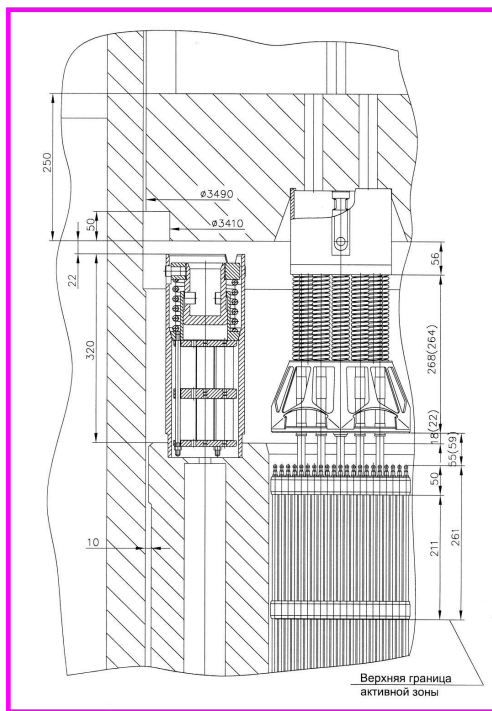




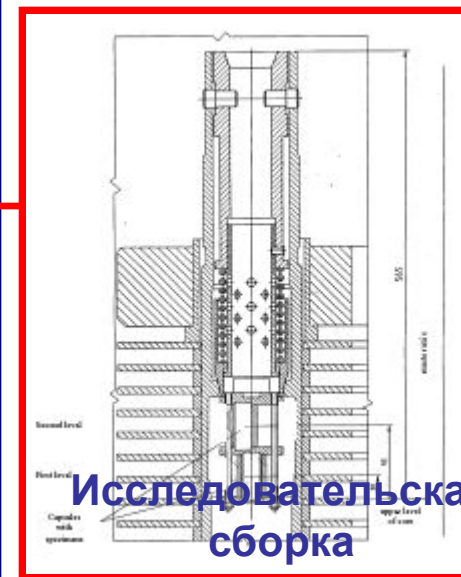
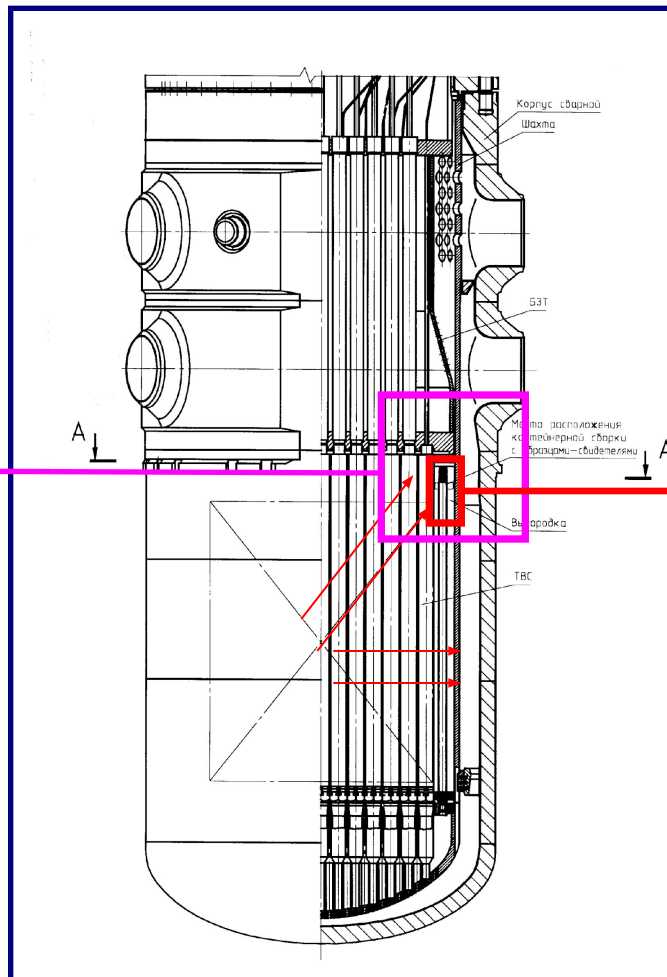
Сравнение характеристик реакторов ВВЭР-440 и ВВЭР-1000.

**АЭС с ВВЭР-1000**

# Зависимость радиационного охрупчивания разрабатывается на основе исследования образцов-свидетелей и образцов из исследовательских программ



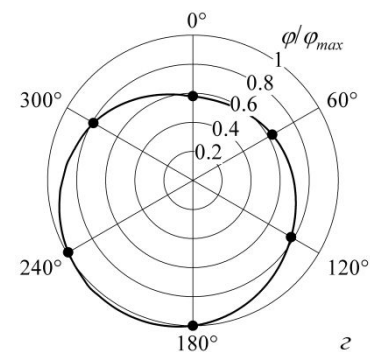
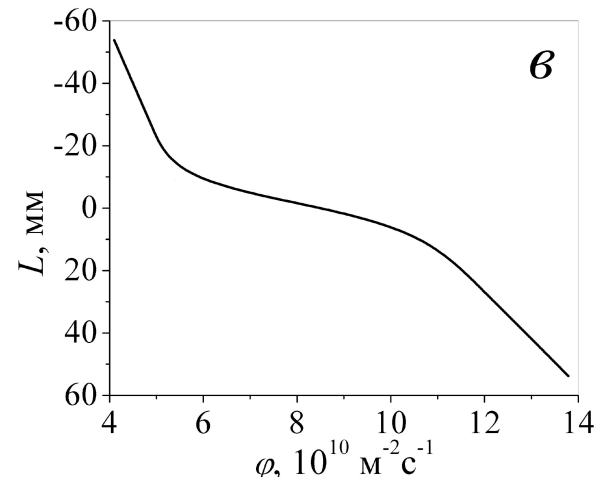
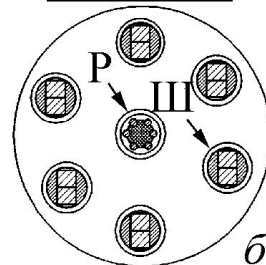
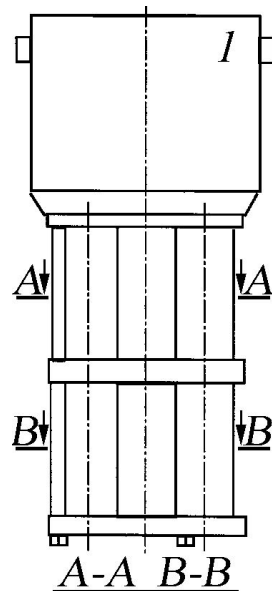
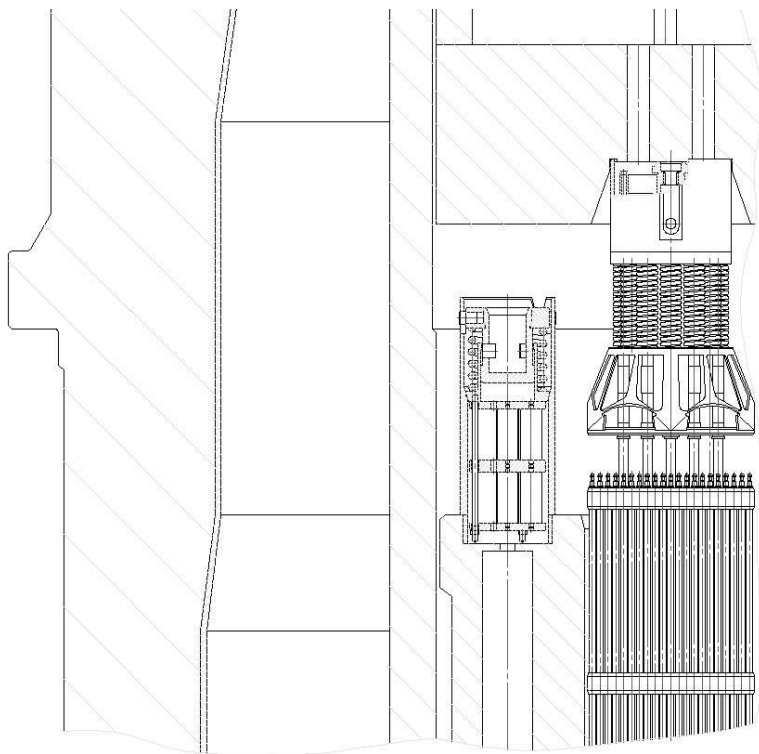
Контнерная сборка ОС



Исследовательская сборка

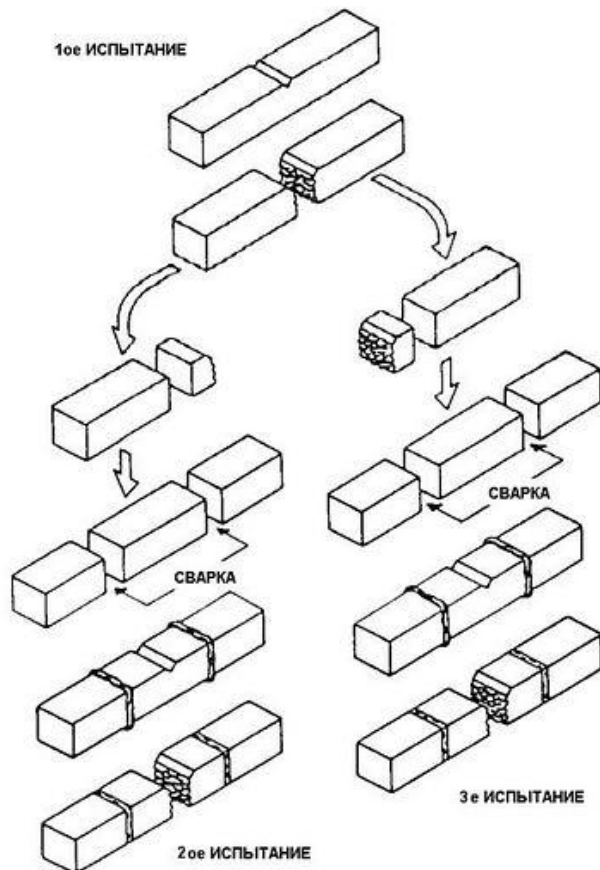
# Недостатки программы ОС ВВЭР-1000

## Образцы-свидетели облучаются неравномерно



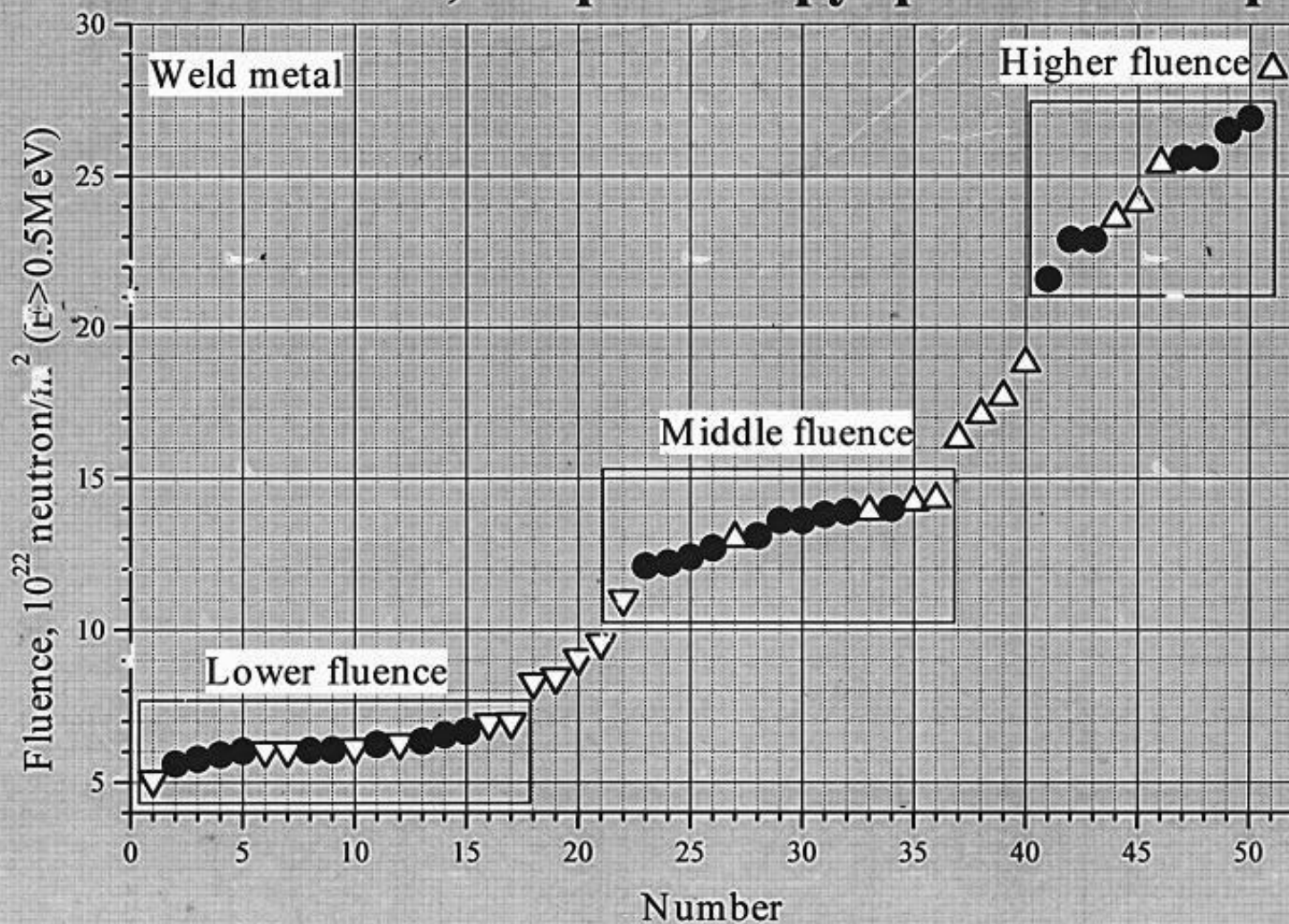


# Технология реконструкции применяется для обеспечения представительности результатов программ ОС ВВЭР-1000



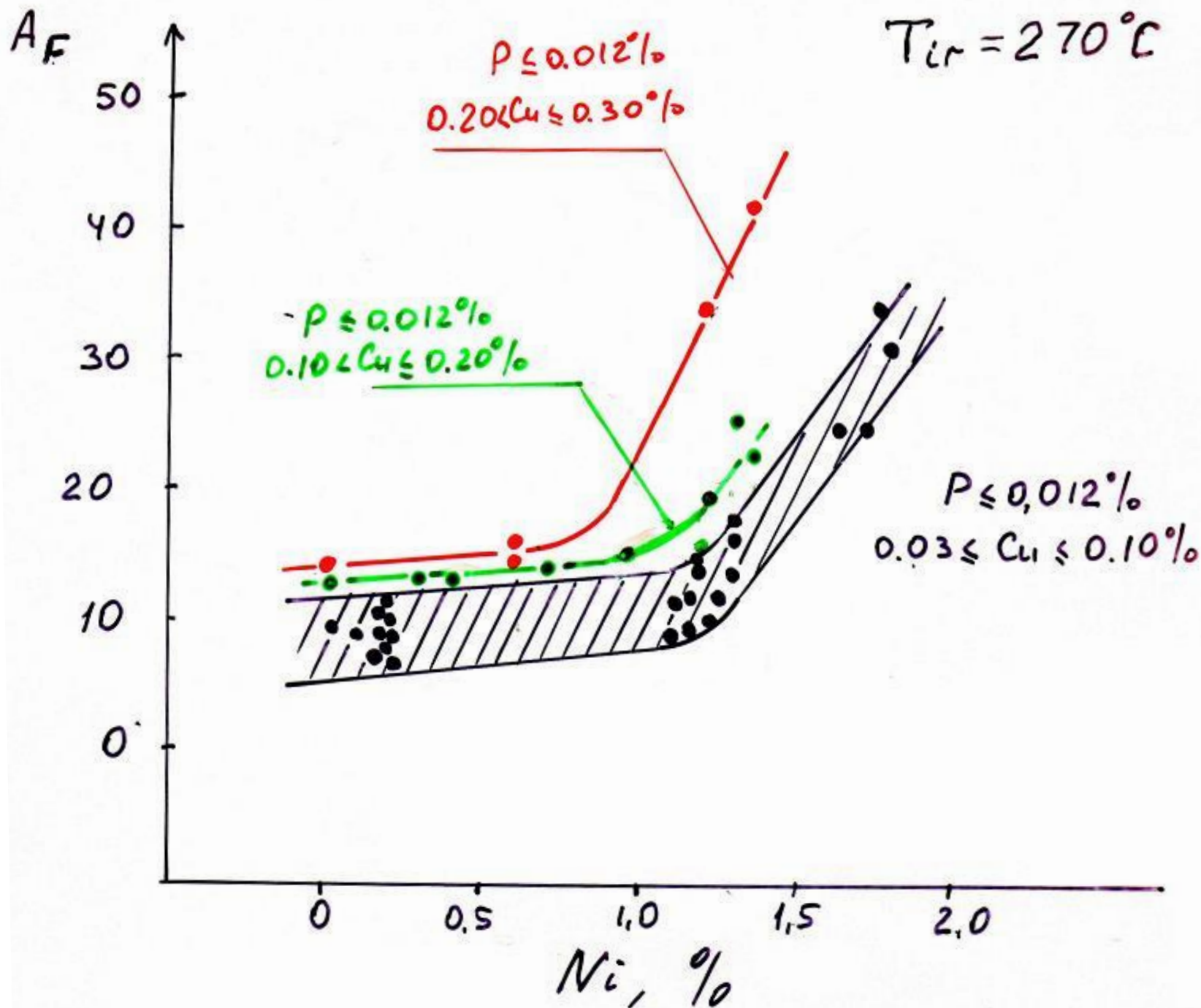
Применение методики реконструкции позволяет получить представительные результаты испытаний на ударный изгиб для 3х уровней флюенса нейтронов на одном штатном комплекте ОС

▽, △ - штатные ОС; ● - реконструированные образцы

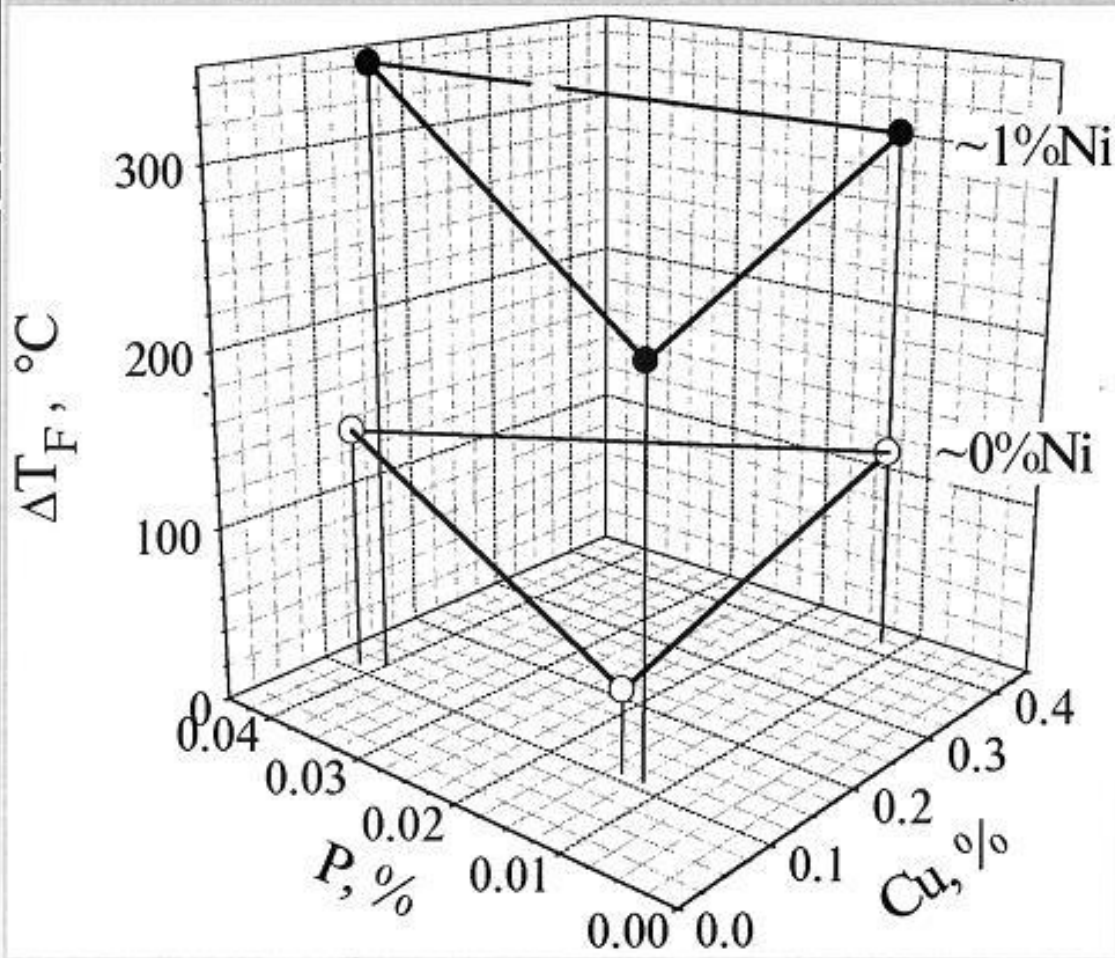




$T_{ir} = 270^{\circ}\text{C}$



# Ni в значительной степени усиливает РО МКР

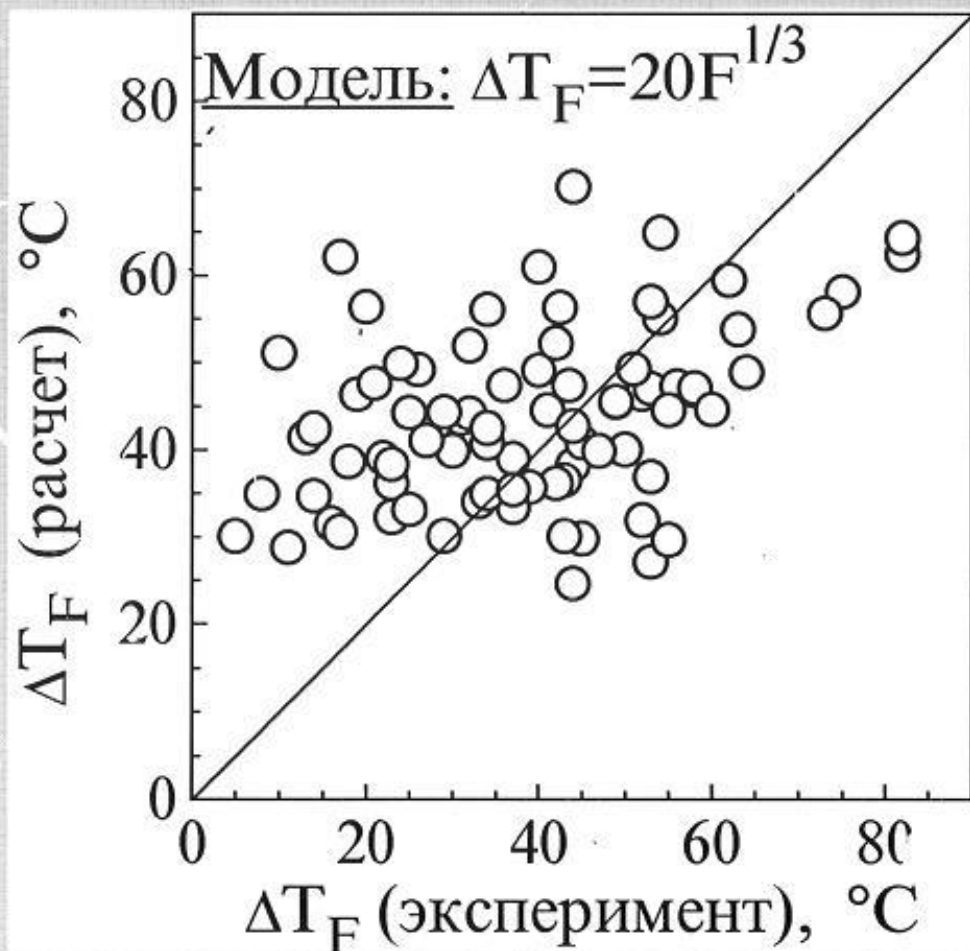


**Влияние Ni на РО больше, чем P и Cu**

$$F = 8 \times 10^{23} \text{ нейтр./м}^2, \\ T_{\text{обл}} = 270^\circ\text{C}$$

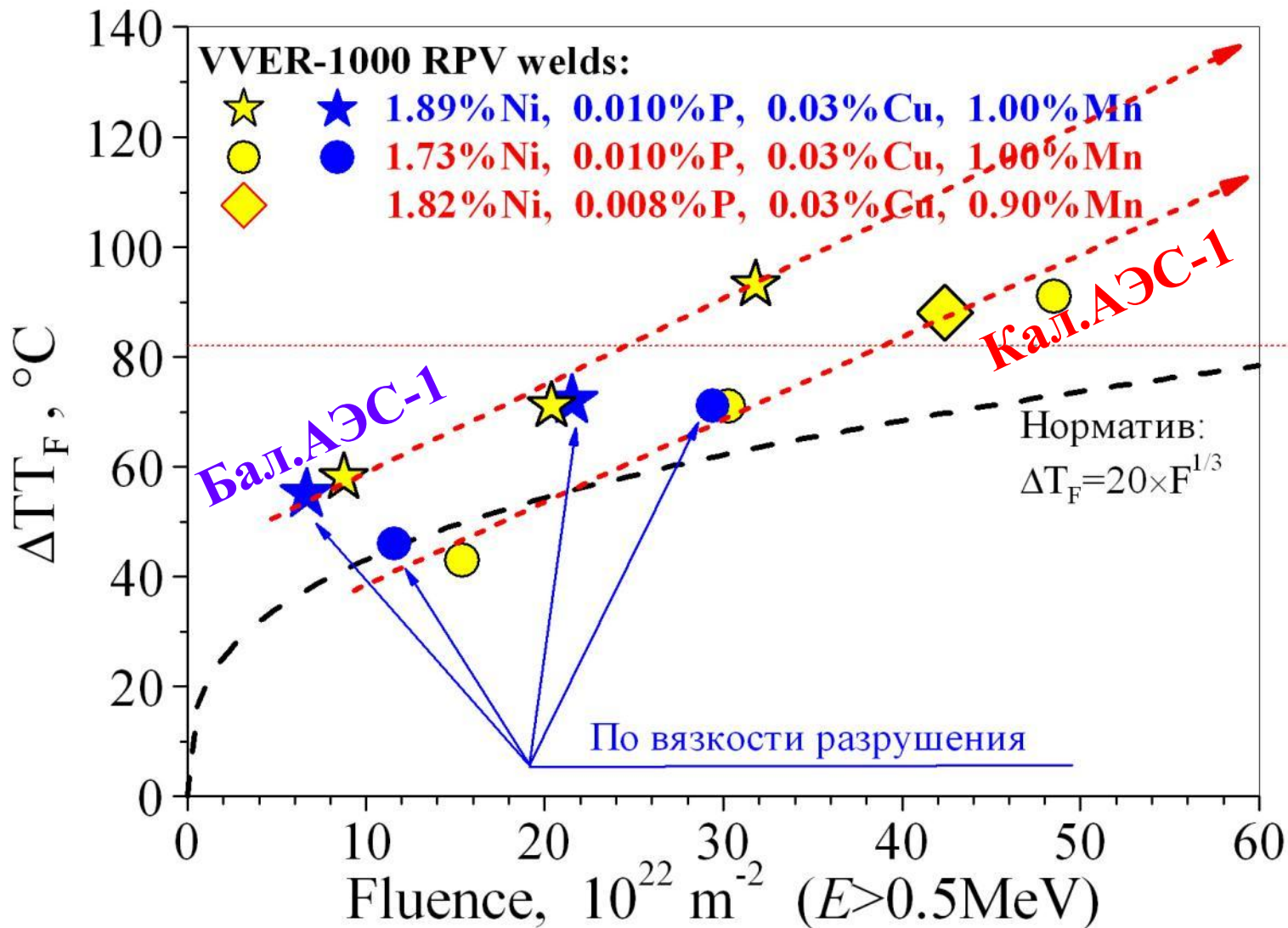
# Нормативная база устарела

**В нормативных зависимостях Ni  
в явном виде не учитывается**



**Действующая нормативная  
зависимость для  
определения  
радиационного  
охрупчивания материала  
сварных швов ВВЭР-1000  
не является  
консервативной и должна  
быть изменена**

# Основная проблема: РО МШ с высоким Ni достигло допустимого уровня



# Новая модель РО ВВЭР-1000:

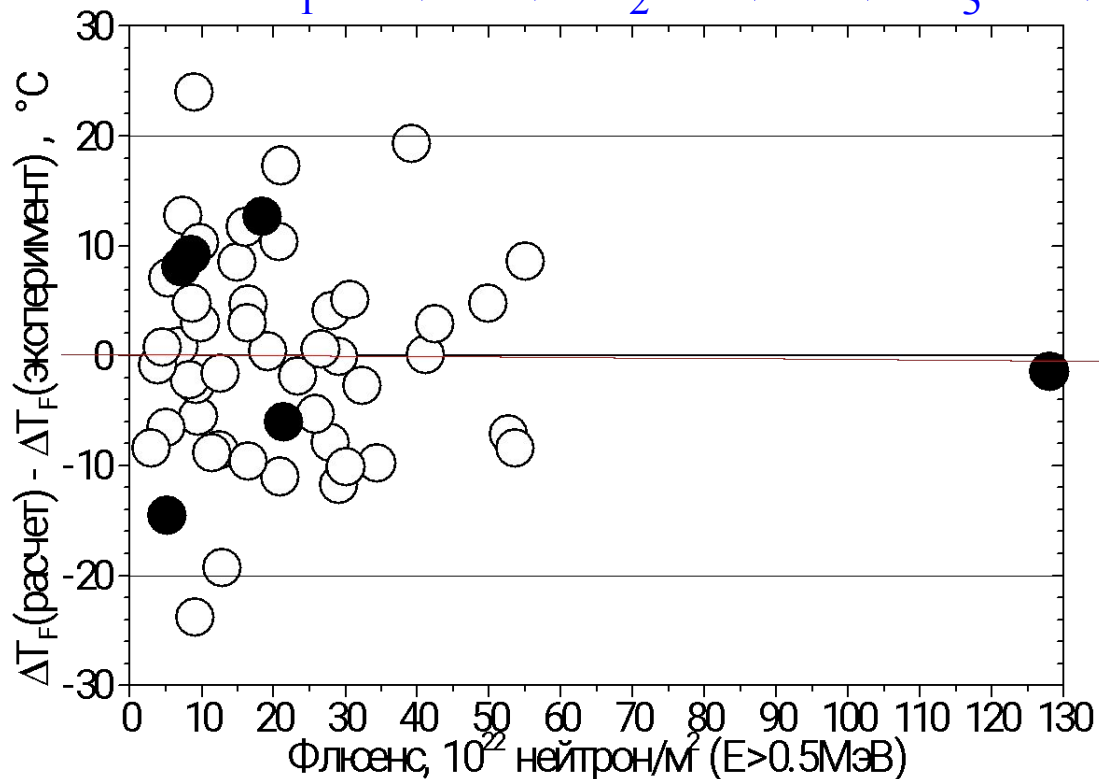
$$\Delta T_k = \Delta T_t + \Delta T_F$$

$$\Delta T_t(t) = \left( \Delta T_t^{\text{inf}} + b_T \exp\left(\frac{t_T - t}{t_{OT}}\right) \right) \cdot th\left(\frac{t}{t_{OT}}\right) \quad \Delta T_t^{\text{inf}} = \Delta T_{\text{КТ}}$$

при  $t \rightarrow \infty$

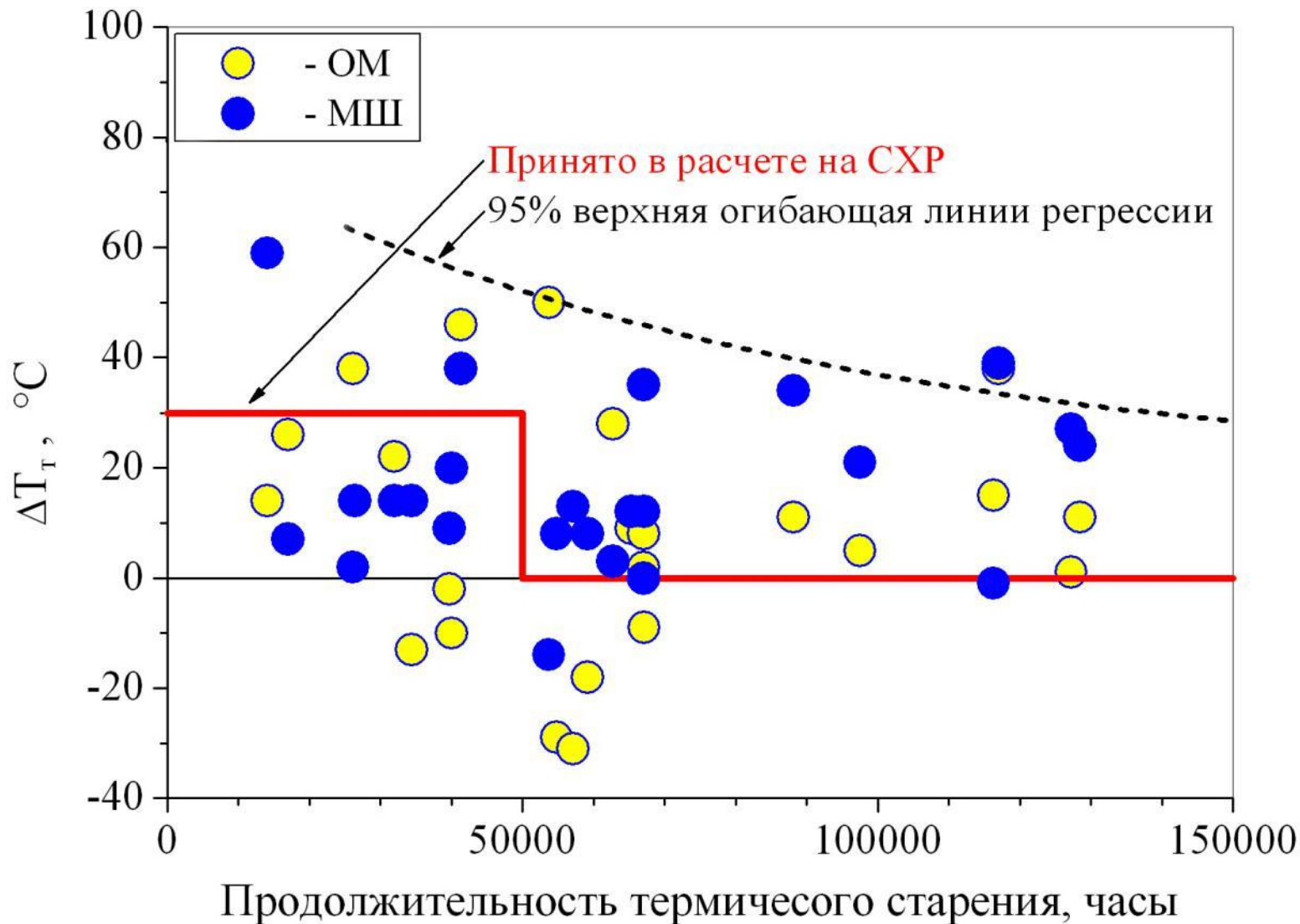
$$\Delta T_F = A_F \left( \frac{\Gamma}{\Gamma_0} \right)^{0.8}$$

Для ОМ  $A_F = 1,45 \text{ } ^\circ\text{C}$   
 Для МШ  $A_F = \alpha_1 \exp(\alpha_2 C_{\text{ЭКВ}})$ ;  $C_{\text{ЭКВ}} = C_{\text{Ni}} + C_{\text{Mn}} - \alpha_3 C_{\text{Si}}$   
 $\alpha_1 = 0,703$ ;  $\alpha_2 = 0,883$ ;  $\alpha_3 = 3,885$





**Рост  $T_k$  при термическом старении МКР ВВЭР-1000**  
**значительно больше закладываемого в расчет на СХР и**  
**достигает  $\sim 40^\circ\text{C}$  даже на базе 120-130 тыс.ч.**



Увеличение внутреннего диаметра реактора корпуса для снижения дозовой нагрузки на корпус

Новая программа ОС

Усовершенствование материалов корпусов

Развитие работ по обеспечению безопасной эксплуатации новых блоков

Усовершенствование нормативно-технической документации

Регламентация по содержанию Ni в обечайках и сварных швах АЗ и Р и Сп в обечайках зоны патрубков

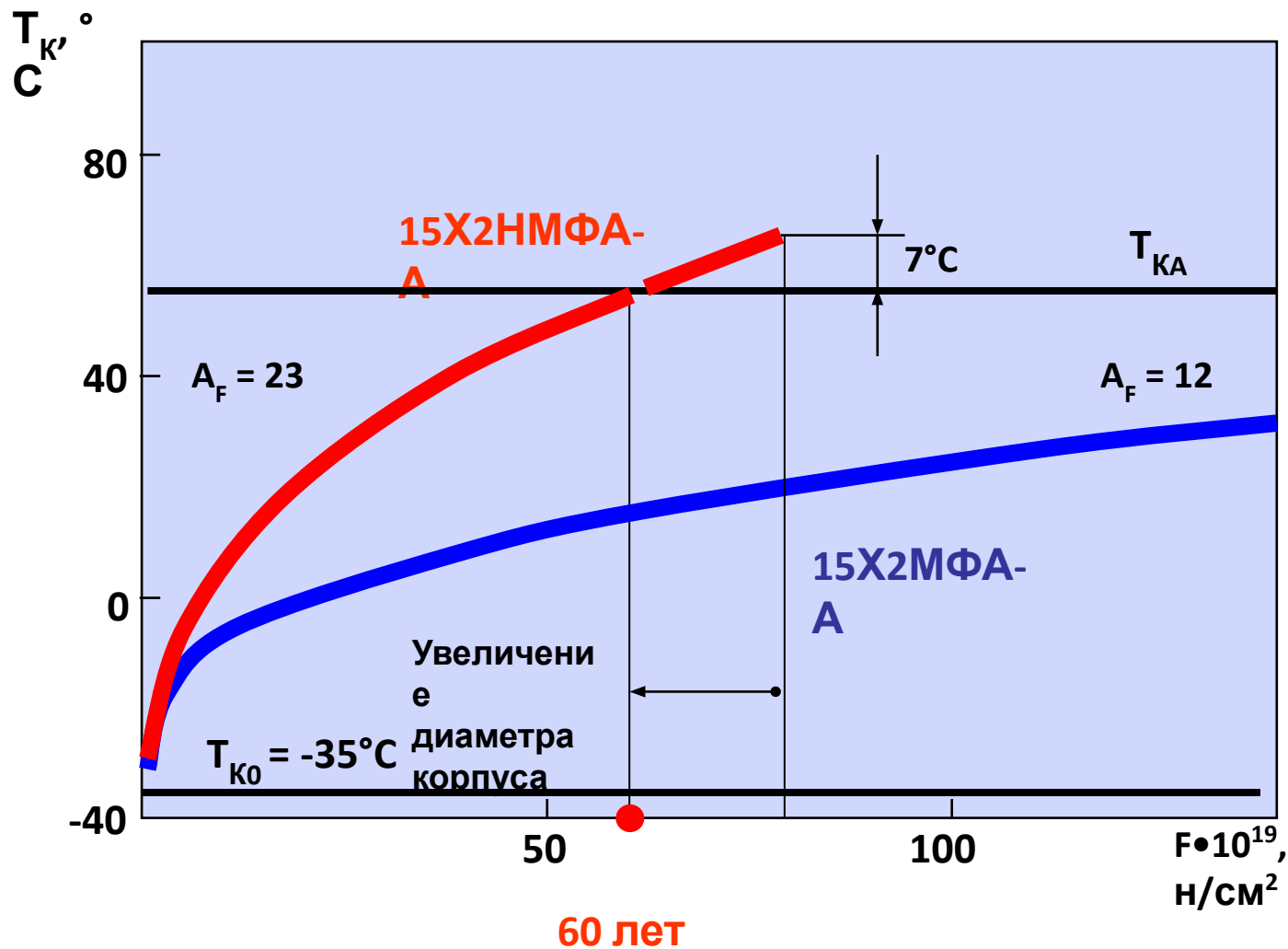
Разработка новых сталей

Разработка новых моделей радиационного разрушения

Развитие современных методов исследований



# Сопоставление радиационного охрупчивания сталей 15X2НМФА-А и 15X2МФА-А при условиях работы реактора АЭС-2006





# Общая схема определения остаточного ресурса с позиций СХР

## Блок 1 («условия нагружения»)



Не зависит от свойств материала

## Блок 2 («состояние материалов»)



**Ресурс – обоснованный срок безопасной эксплуатации**

Определяется исходными свойствами материалов и темпом их деградации при эксплуатации КР