

# Тема 5

Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах. Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ.

Взаимодействие натрия с графитом.

Исследования в области высокотемпературного натрия.

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

Группа	Радионуклид	Период полураспада / Энергия излучения (сут/МэВ)	Радиационное воздействие	Источник	Поведение в контуре
Газообразные продукты деления	Xe-133 Xe-135 Kr-85 (Kr-87; Kr-88; Kr-85m)	5,3/ $\gamma$ :0,081 0,38/ $\gamma$ :0,250 3930/ $\gamma$ :0,514	Внешнее облучение при разгерметизации газовой полости и выбросах в вентиляционную систему	Выход из разгерметизированных твэлов	Перенос в натрии, выход в газовые полости
Продукты деления и активации, растворимые в натрии	Na-22 Na-24	957/ $\gamma$ :1,27 0,625/ $\gamma$ :1,38 и 2,76	Na-24 определяет радиационную обстановку вблизи оборуд. 1 контура; Na-22 – через 10 суток после остановки реактора	Активация чистого натрия	Перенос в натрии, выход с аэрозолями
	Cs-137 Cs-134	10957/ $\gamma$ :0,662 749/ $\gamma$ :0,796	Определяет радиационную обстановку при работе с разгерметизированными твэлами	Выход из разгерметизированных твэлов	Осаждение на поверхностях контура и в холодных ловушках
	J-131 Te-132	8,05/ $\gamma$ :0,364 3,23/ $\gamma$ :0,230	Значительный вклад в дозу при протечках натрия из контура	Реакции Zn-64(n, $\gamma$ ) Ag-109(n, $\gamma$ )	
	Sb-125 Zn-65 Ag-110m Cs-136; ;Te-129m; J-133 (Sb-124,126	990/ $\gamma$ :0,427 245/ $\gamma$ :1,11 255/ $\gamma$ :0,658	Сравнимы по активности с Na-22		
Продукты деления, нерастворимые в натрии	Ba – La-140 Zr – Nb-95	12,8-1,7/ $\gamma$ :0,537-1,596 35-65/ $\gamma$ :0,756-0,756	Вклад в радиационную обстановку при работе с поврежденными твэлами. Определяет дозу при работе с выемным оборудованием		
	Sr-90 (Ce-141, 144; Y-90,91)	10117/ $\beta$ :0,546	Вклад в дозу при ремонтных работах		
Продукты коррозии	Mn-54 Co-60 (Co-58; Ta-182)	313/ $\gamma$ :0,835 1923/ $\gamma$ :1,33	Определяет дозу при работе с выемным оборудованием в отсут. поврежденных твэлов	Выход из облученной стали Fe-54(n,p) Co-59(n, $\gamma$ )	
Топливо	Pu-239 Am-241	8,9E6/ $\alpha$ :5,16 1,7E5/ $\alpha$ :5,49	Существенный вклад в дозу при вдыхании аэрозолей	Выход из сильно поврежденных твэлов	
Гритий	H-3	4478/ $\beta$ :0,0186	Опасен при попадании в клетки живого организма	Выход из твэлов и активация элементов	Перенос в натрии и осаждение в холодных ловушках

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

**Радиоактивные примеси.** Радиоактивность натриевого теплоносителя первого контура определяется присутствием радионуклидов активационного натрия-22 и продукта деления цезия-137 спустя 10-12 суток после остановки реактора и после отбора проб. К этому времени активационный натрий-24 распадается.

Данные по реактору БН-350, который работал на мощности 520 МВт следующие:

Средняя активность натрия-22, равновесная нейтронному полю активной зоны реактора, находится в пределах 32-35 МБк/кг натрия. Активность цезия-137 в 2-7 раз превышает активность натрия-22. Причинами такого повышения время от времени могут быть как поверхностное загрязнение топливом свежих тепловыделяющих сборок, устанавливаемых в реактор, так и появление негерметичности оболочек отработавших ТВЭЛов. Соотношение активностей цезия-137 и цезия-134, продукта активации стабильного цезия-133, колеблется в пределах 5-25. Из активационных радионуклидов в натриевом теплоносителе обнаруживаются в относительно небольших количествах (0,2-4,0 МБк/кг) марганец-54 и цинк-65.

Радиометрический способ позволяет определить в одной пробе натрия отдельно альфа-активность полония, плутония и урана. Проведенные в 1983-1991 гг. анализы показали отсутствие полония и плутония, во всяком случае  $<7$  МБк/кг. Если эти значения пересчитать на уран-235 (90% обогащения), имеющий удельную активность 2,2 МБк/кг урана за счет урана-234, то нетрудно получить от  $0,1 \text{ млн}^{-1}$  до  $<0,003 \text{ млн}^{-1}$ .

Активация калия приводит к образованию Ag-41, который обуславливает основное загрязнение защитного газа в первом контуре.

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

Основным радионуклидом, подлежащим выведению и теплоносителю, является цезий-137, который дает основной вклад в активность теплоносителя и контура. Эффективность очистки от цезия ХПЛ сильно отличается для различных установок и зависит от наличия в натрии некоторых примесей (масло, углерод, водород и др.), способных сорбировать цезий и удерживаться в ловушке. Анализ опыта эксплуатации ХПЛ на установках БР-5, БОР-60, DFR показывает, что при отсутствии углеродных загрязнений в контуре ХФЛ нельзя считать эффективным средством очистки теплоносителя от цезия.

Для более глубокой очистки натрия от радионуклидов цезия, особенно в период работы реактора с ограниченным числом дефективных твэлов, когда содержание цезия в контуре резко увеличивается, используется сорбционный способ очистки с помощью некоторых углеграфитовых материалов. Основными критериями при выборе сорбента являются: коэффициент распределения – отношение активности цезия на единицу массы сорбента к активности цезия на единицу массы натрия; механическая прочность сорбента в расплаве натрия и скорость сорбции. В результате проведенных испытаний наиболее подходящими оказались углеграфитовые сорбенты – графит реакторный малозольный ГМЗ, пирографит ПГИ, активированный уголь СКТ. Коэффициенты распределения для них достаточны высоки, порядка  $10^5$ , т.е. требуется небольшое количество сорбента для очистки больших масс теплоносителя. Скорость сорбции для этих сорбентов составляет несколько суток для удаления из теплоносителя ~ 90 % цезия-137. К настоящему времени в реакторных условиях испытаны два варианта сорбционной очистки натрия I контура от радионуклидов цезия – внутриреакторный адсорбер в кожухе штатной топливной сборки и адсорбер на байпасе I контура.

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

ХФЛ частично улавливают продукты коррозии марганец-54 и кобальт-60, но для более полной очистки они мало пригодны. Рядом проведенных исследований было показано, что наиболее подходящим материалом для улавливания этих радионуклидов является чистый никель. Поверхностная активность на образцах никеля почти на два порядка выше, чем на обычной нержавеющей стали. Причем коэффициент распределения этих продуктов коррозии увеличивается с ростом температуры. Эти результаты показывают, что никелевая ловушка должна располагаться в области высокой температуры натрия, т.е. на выходе из активной зоны или непосредственно в верхней части активной зоны. При этом повышение эффективности ловушки достигается за счет высокого коэффициента распределения и уменьшения потери радионуклидов (особенно  $^{60}\text{Co}$ ) на осаждение вдоль по потоку теплоносителя.

Наиболее целесообразно располагать ловушки на выходе теплоносителя из ТВС. Конструктивно ловушка представляет собой цилиндр, образованный кожухом ТВС, внутри которого расположены свернутые в кольца гофрированные листы из никеля. Такая ловушка испытывалась на реакторе EBR-II. В результате испытаний определено, что ловушка улавливает  $^{54}\text{Mn}$  больше, чем его входит с поверхности данной ТВС, т.е. ловушка накапливает  $^{54}\text{Mn}$ , который циркулирует в контуре. Следовательно, возможно, нет необходимости оборудовать такими ловушками все ТВС в активной зоне. Можно ожидать, что никелевые ловушки окажутся достаточно эффективными для удаления из теплоносителя не только  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{65}\text{Zn}$  и  $^{60}\text{Co}$ , но также  $^{140}\text{Ba-La}$ ,  $^{90}\text{Zr-Nb}$  и топлива. Предпочтительным является и вариант покрытия никелем верхней части твэлов в области газовой полости или верхнего торцевого экрана. Однако, экспериментальных данных о возможности очистки от радионуклидов контуров реакторов пока практически нет. Неясен вопрос о длительности использования никелевых ловушек вследствие высокой растворимости никеля в натрии.

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

## Очистка Na от Cs на установках БОР-60, БН-350 и БН-600

Установка	БОР-60	БН-350	БН-600
Продолжительность, ч	382	199	346
Отношение масс графита и натрия, $10^{-5}$	8,2	2,0	1,2
Температура, °С	235±10	250;175	220±10
Удельная активность Cs после очистки, МБк/кг	42	70	110
Отношение мощности дозы до и после очистки	3,4	1,8	1,5

*Из 12 испытанных материалов для применения в ловушках радионуклидов рекомендованы графиты марок ГМЗ, РБМ и ГМЗ-6.*

*Рекомендованы режимы очистки:  
- температура 160 - 320 °С ;  
- расход определяется типом установки и конструкцией ловушки.*

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

Методы и приборы их контроля, которыми располагает ГНЦ РФ – ФЭИ.

Для контроля  $^{137}\text{Cs}$ ,  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{54}\text{Mn}$  и  $^{60}\text{Co}$  применяется метод полупроводниковой  $\gamma$ -спектрометрии с использованием Ge(Li) детектора, многоканального анализатора импульсов и обработки спектрометрической информации программами на основе персональной ЭВМ; прибор  $\gamma$ -спектрометр.

Содержание радионуклида  $^{90}\text{Sr}$  определяется  $\beta$ -спектрометрическим методом с использованием сцинтилляционного  $\beta$ -спектрометра с программным обеспечением на основе персональной ЭВМ последовательным радиометрическим измерением проб до установления равновесия в системе  $^{90}\text{Sr} - ^{90}\text{Y}$ ; прибор  $\beta$ -спектрометр.

Для контроля содержания трития используется жидкостно-сцинтилляционный метод с использованием радиометров.

Для контроля  $\alpha$ -нуклидов элементов топлива используется комплексный метод с химическим концентрированием  $\alpha$ -нуклидов и последующим определением их радиометрически; прибор  $\alpha$ -радиометр.

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах



PHENIX TASTENA





---

## Information given by Tastena analysis :



### Radioactive impurities

- From sodium :  $^{22}\text{Na}$ , ( $^{24}\text{Na}$  in hot cells)
- From impurities in sodium :  $^{110\text{m}}\text{Ag}$ ,  $^{65}\text{Zn}$ ,  $^{113}\text{Sn}$ ,  $^{124}\text{Sb}$
- Metallic impurities :  $^{54}\text{Mn}$ ,  $^{60}\text{Co}$ ,  $^{58}\text{Co}$ ,  $^{51}\text{Cr}$
- Incident impurities :  $^{113}\text{Sn}$ ,  $^{117}\text{Sn}$  (liquid metal seal)
- Fission products : ( $^{131}\text{I}$ ,  $^{133}\text{I}$ ,  $^{135}\text{I}$  in hot cells),  $^{134}\text{Cs}$ ,  $^{137}\text{Cs}$

From fuel pollution of the circuit or emission by special failure fuel element type

- Nuclear fuel : **uranium and transuranic** elements
- **Tritium** : neutron activation product of  $^6\text{Li}$  and  $^{10}\text{B}$  and ternary fission product

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

## The transport equation

Code - Alpha-M

$$\frac{\partial C_v(z,t)}{\partial t} + \omega \frac{\partial C_v}{\partial z} = K_c \cdot \frac{dS}{dV} \cdot C_p - (K_o + \lambda) \cdot C_v$$

$$\frac{\partial C_p(z,t)}{\partial t} = K_o \frac{dV}{dS} \cdot C_v - (K_c + \lambda) \cdot C_p$$

$$z=0 \quad C_v = C_v(0,t)$$

$$t=0 \quad C_p = 0$$

$C_v(z,t)$  - 1/см<sup>3</sup>, volume concentration in the heat-carrier

$C_p(z,t)$  - 1/см<sup>2</sup>, surface concentration in the deposits

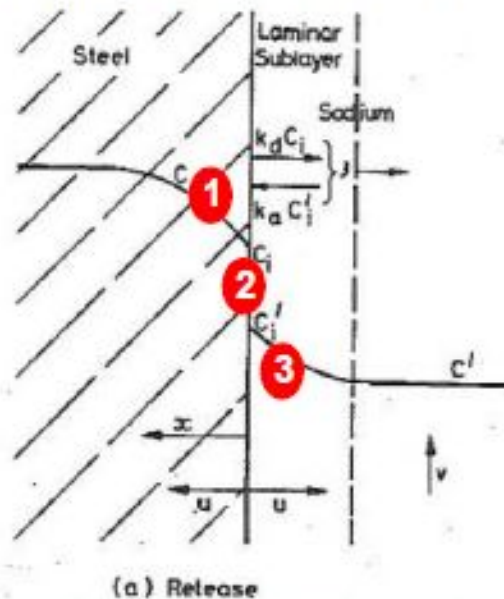
$K_o$  - 1/с, coefficient deposition on the surface

$K_c$  - 1/с, coefficient of washing away from the surface

$\lambda$  - 1/с, permanent radioactive decay

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

M.V. Polley and G. Skyrme, "An analysis of radioactive corrosion product transfer in sodium loop systems", *Journal of Nuclear Materials* 75 (1978) 226-237



Effective mass transfer coefficient :

$$K^{eff} = \frac{k \cdot k_a}{k + k_a}$$

Chemical partition coefficient :

$$\beta = \frac{k_a}{k_d} = \frac{C_i}{C'_{eq}}$$

## Mass transfer theory: Equating mass flux

In the steel:

$$\text{1} \quad \Phi = D \cdot \frac{\partial C}{\partial x} \Big|_{x=0} + u \cdot C_i$$

At the sodium/steel interface:

$$\text{2} \quad \Phi = k_d \cdot C_i - k_a \cdot C'_i$$

In the sodium:

$$\text{3} \quad \Phi = k \cdot (C'_i - C'')$$

$$\Phi = K^{eff} \cdot \left( \frac{C_i}{\beta} - C'' \right)$$

$k$ : mass transfer coeff. in the sodium boundary layer

$k_a$ : surface reaction rate

$C'_{eq}$ : equilibrium concentration in the sodium

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах

**Diffusion equation in the steel:**  
(for each isotope  $k$  of element  $m$ )

$$\frac{\partial C_k}{\partial t} = D_m \cdot \frac{\partial^2 C_k}{\partial x^2} + u \cdot \frac{\partial C_k}{\partial x} - \lambda_k \cdot C_k + R_k$$

Diffusion coeff. in the steel →  $D_m$   
Radioactive constant →  $\lambda_k$   
Interfacial velocity (< 0 or > 0) →  $u$   
Production rate →  $R_k$

**Boundary conditions:**

- In bulk steel: (uniform profile)

$$\left. \frac{\partial C_k}{\partial x} \right|_{x=\infty} = 0$$

- At the sodium/steel interface: (Equating steel and sodium fluxes)

$$\Phi_k = D_m \cdot \left. \frac{\partial C_k}{\partial x} \right|_{x=0} + u \cdot C_{i,k} = K_m^{eff} \cdot \left( \frac{C_{i,k}}{\beta_m} - C'_k \right)$$

Effective mass transfer coeff.

Chemical partition coeff. (inv. solubility)

Sodium concentration

# Physic-chemical parameters in codes

$$K' = 0.023 \cdot Re^{0/83} \cdot S_c^{0.333} \cdot D'(T)/d_{tr} \quad \text{cm/s} \quad (\text{Treybal})$$

Table 2 - calculation  $K'$  (pipe  $\varnothing$  10 cm 500°C)

$\omega$ cm/s flow rate	$K'$ cm/s (Treybal)	$K'$ , cm/s (Model Beal)		
		Diameter of the particles		
		$10^{-4} \mu\text{m}$	$1 \mu\text{m}$	$10 \mu\text{m}$
50.00	0.031	0.030	$1.0 \cdot 10^{-4}$	$5.0 \cdot 10^{-4}$
100.0	0.056	<b>0.055</b>	$1.2 \cdot 10^{-4}$	$5.0 \cdot 10^{-3}$
400.0	0.18	0.18	$1.7 \cdot 10^{-3}$	<b>0.5</b>

## Table 2- transfer coefficients for Mn-54

$\omega$ cm/s	calculation		experiment	
	$\omega$	$K$	$K$	$K$ cm/s
1.0	0.05	0.0012	0.0012	(0.002-
5.0	0.05	0.0046	0.0042	0.003) КП
50.0	0.05	0.031	0.019	0.025 AMTL-1
100	0.05	0.056	0.026	
200	0.05	0.099	0.032	0.03 MTL, BOR-60
400	0.05	0.18	0.039	0.04 RTL, SNR
800	0.05	0.31	0.042	0.2 BR-10, BN-350

\*  $T < T_{crit} \text{ } ^\circ\text{C}$

Conclusion:  $T_{out} < 420-440 \text{ } ^\circ\text{C}$   $K \approx 0.2 \text{ cm/s}$  !

# Physic-chemical parameters in codes

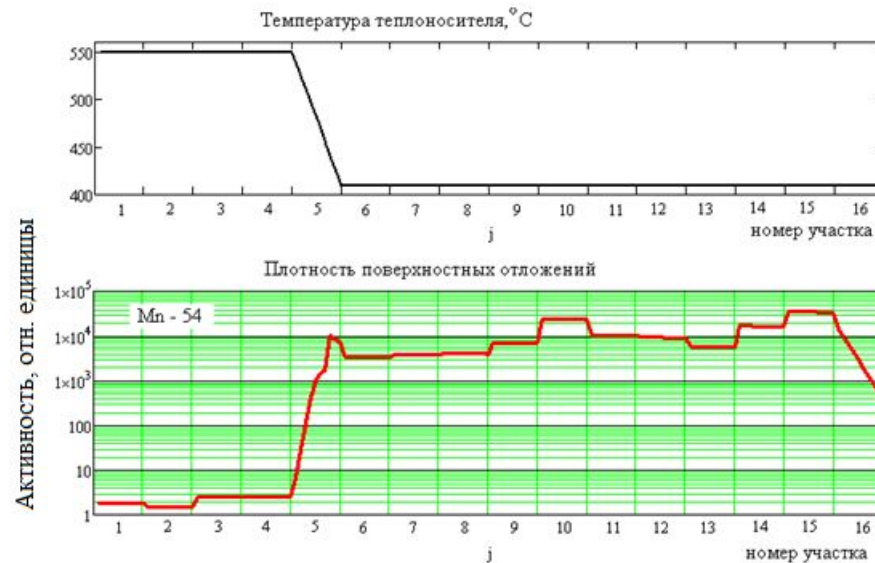
Corrosion rate in steel , cm/s (steel ЭИ-847) N.D. Kraev

# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах





# Перенос и осаждение радионуклидов в натриевых контурах



Распределение температуры и поверхностных отложений  $Mn^{54}$  в первом контуре РУ, рассчитанное с помощью проектного кода Альфа-М

# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

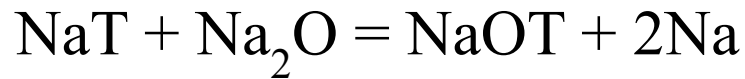
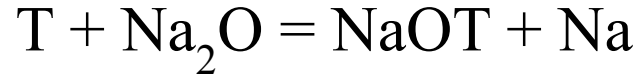
№	<u>Источник образования трития (<math>^3\text{H}</math>) в РУ</u>	Скорость образования трития в РУ, атом/МВт (эл.)·сек	Скорость выхода трития в натрий I контура, атом/МВт(эл.)·сек	
1.	Тройное деление ядер топлива в ТВС активной зоны и воспроизводящего экрана	$2.05 \cdot 10^{13}$	$2.03 \cdot 10^{13}$	
2.	Ядерные реакции под действием нейтронов на ядрах основных и примесных элементов в стальных конструкциях ТВС активной зоны, стержней СУЗ, воспроизводящих сборок, сборок стальной защиты (ССЗ) и сборок борной защиты (СБЗ)	$7.64 \cdot 10^8$	$7.56 \cdot 10^8$	
3.	Ядерные реакции под действием нейтронов на неделящихся ядрах основных и примесных элементов в смешанном топливе ТВС активной зоны и топливе воспроизводящих сборок	МОКС-топливо	$3.27 \cdot 10^{10}$	$3.23 \cdot 10^{10}$
		Смешанное нитридное топливо (природный изотопный состав азота)	$3.27 \cdot 10^{13}$	$3.24 \cdot 10^{13}$
		Смешанное нитридное топливо (денатурированный изотопный состав азота)	$3.95 \cdot 10^{11}$	$3.91 \cdot 10^{11}$
4.	Ядерные реакции под действием нейтронов на ядрах $^{10}\text{B}$ и $^{11}\text{B}$ , входящих в состав $\text{V}_4\text{C}$ (поглощающие стержни СУЗ, СБЗ, поглощающие элементы торцевого экрана ТВС)	$1.5 \cdot 10^{14}$	$7.5 \cdot 10^{13}$	
5.	Ядерные реакции под действием нейтронов на ядрах основных и примесных элементов теплоносителя I контура	$1.74 \cdot 10^{10}$	$1.74 \cdot 10^{10}$	
6.	Суммарный источник $^3\text{H}$ во всей РУ с МОКС - топливом	$1.7 \cdot 10^{14}$	$9.53 \cdot 10^{13}$	
7.	Суммарный источник $^3\text{H}$ во всей РУ (смешанное нитридное топливо с атомом природного изотопного состава азота)	$2.03 \cdot 10^{14}$	$1.28 \cdot 10^{14}$	
8.	Суммарный источник $^3\text{H}$ во всей РУ (смешанное нитридное топливо с атомом денатурированного изотопного состава азота)	$1.71 \cdot 10^{14}$	$9.57 \cdot 10^{13}$	

# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

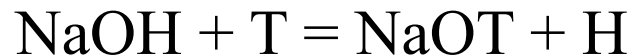
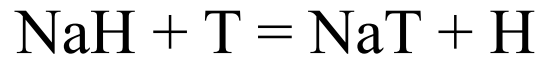
Основным источником образования трития в РУ БН являются ядерные реакции под действием нейтронов на боре в борных стержнях СУЗ, в защитных сборках СБЗ и в верхнем торцевом экране ТВС. Эти реакции вносят примерно от 74 % до 88% (это зависит от вида используемого топлива) в суммарную величину образования трития. Вклад тройного деления ядер топлива составляет примерно от 10 % до 12%. Вклад ядерных реакций на ядрах азота, входящего в состав смешанного нитридного топлива, составляет ~16 %.

Суммарная скорость образования трития в РУ БН на номинальной мощности равна:  $1,7 \cdot 10^{14}$  атом/МВт(эл.)·сек (при использовании МОКС-топлива) и  $2,03 \cdot 10^{14}$  атом/МВт(э) ·сек (при использовании смешанного нитридного топлива). В случае применения для нитридного топлива азота, имеющего денатурированный изотопный состав, скорость образования трития будет совпадать со скоростью образования трития в РУ БН с МОКС-топливом.

# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ



Isotopic exchange

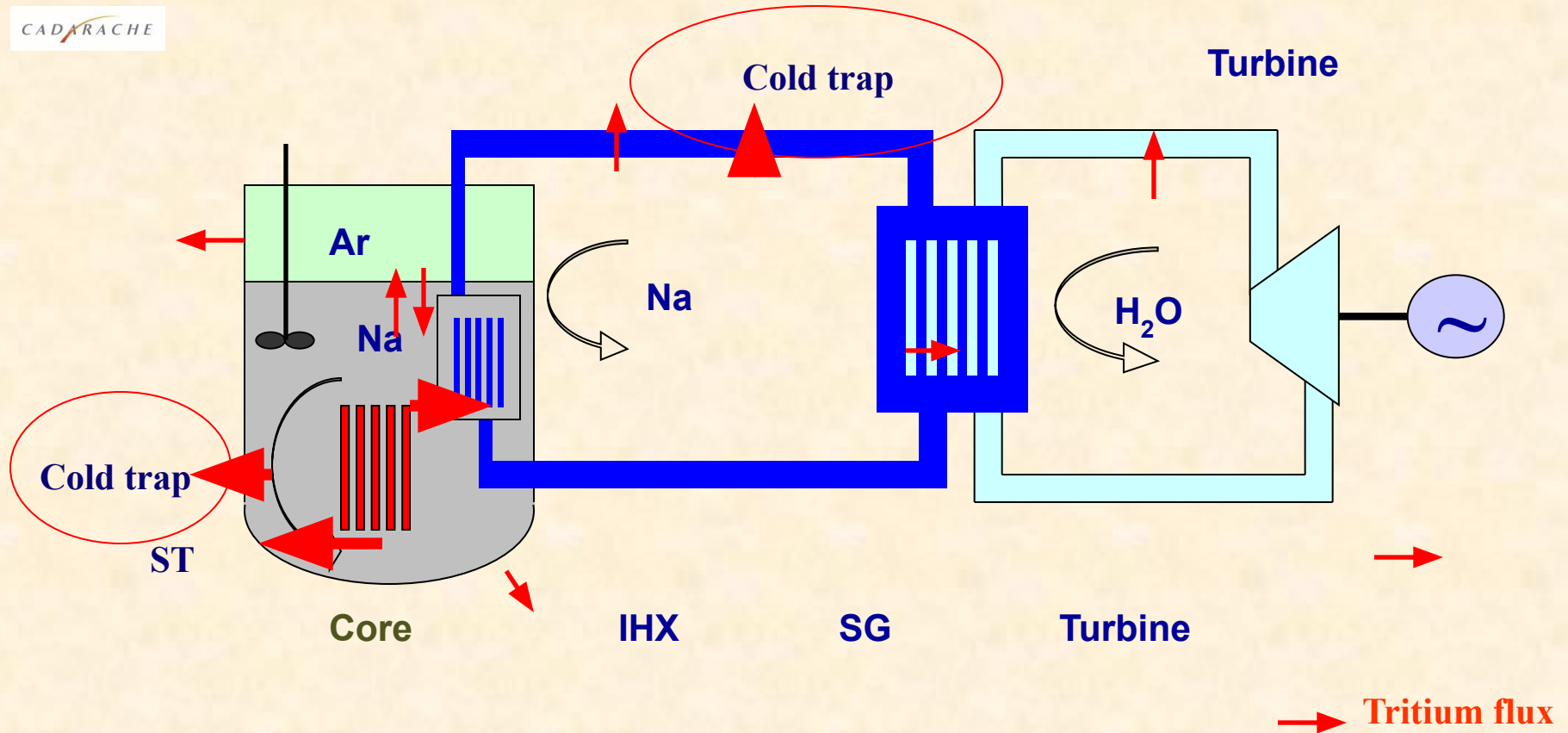


# Hydrogen – Tritium transfer : X=Na and Y=Water

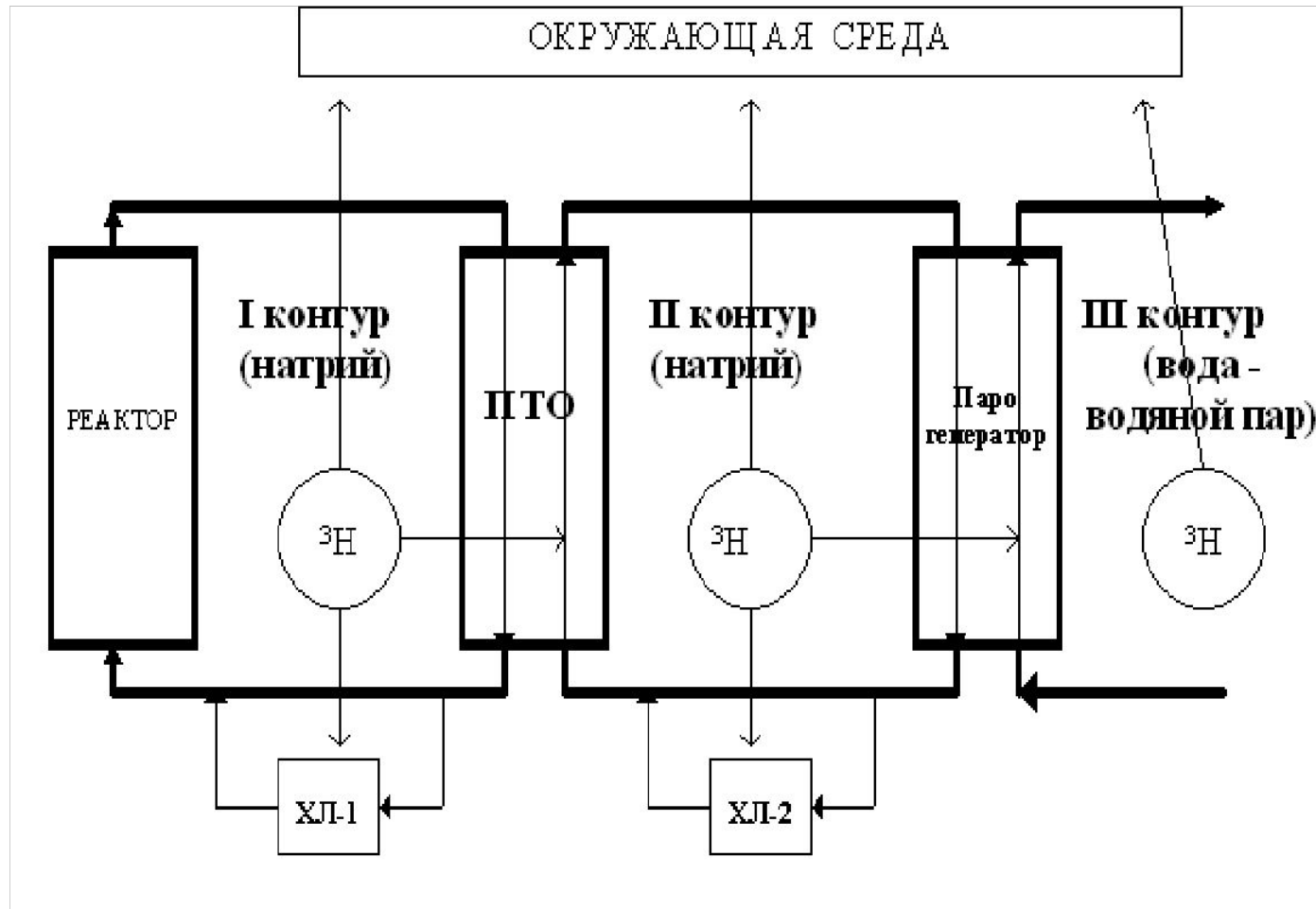
- Water / steam turbine
- Diffusion / permeation
- Crystallisation in cold trap with Hydrogen from the SG aqueous corrosion



CADARACHE



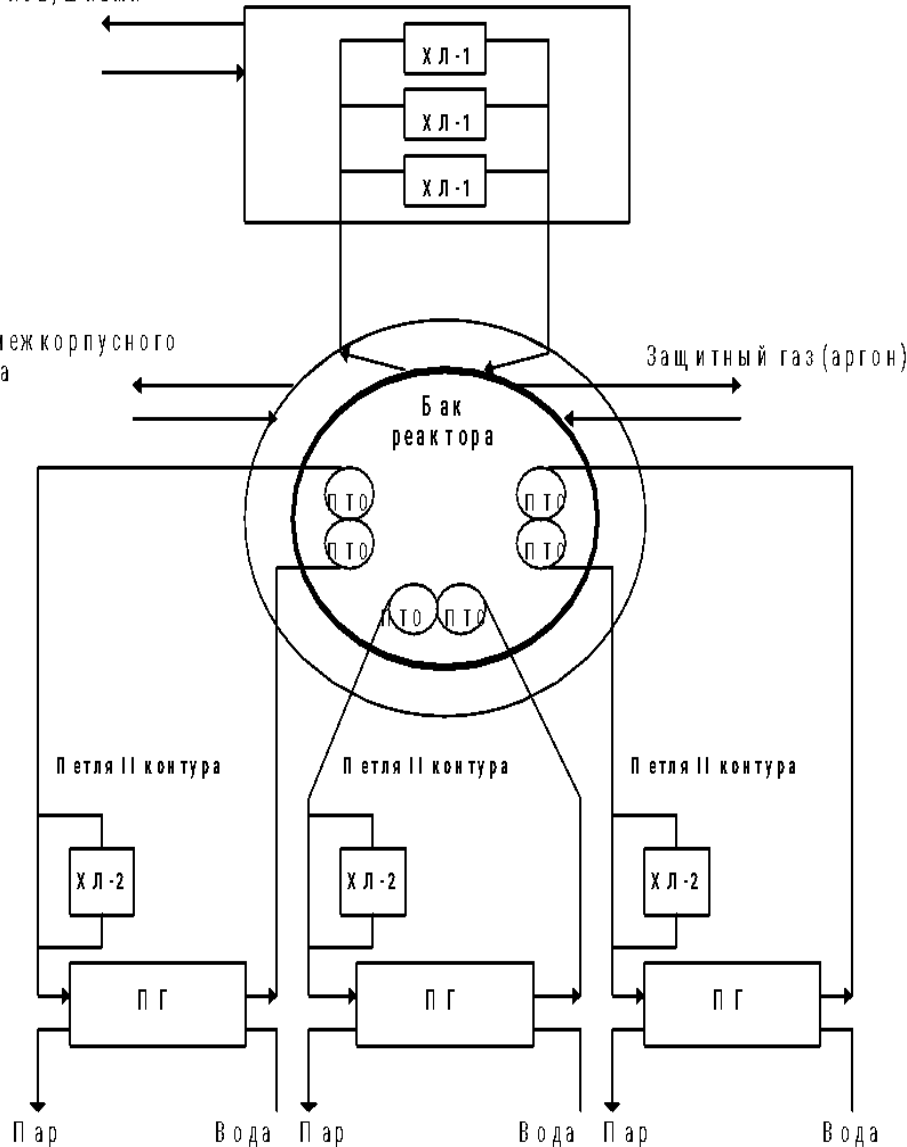
# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ



# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

С дувка из боксов с  
холодными ловушками

С дувка из межкорпусного  
пространства



$$J^H = K_{\text{пр}}^H (C_2^H - C_1^H)$$

$$J^T = K_{\text{пр}}^T (C_2^T - C_1^T)$$

$$C = K_c \sqrt{P}$$

$$J_T^{\text{ЛС}} = G_{\text{л}} (C_T - C_T^{\text{ВЫХ}}) = G_{\text{л}} \beta_{\text{л}} C_T \left( 1 - \frac{C_{\text{л}}}{C_{\text{Н}}} \right)$$

$$J_T^{\text{ЛИ}} = K_{\text{И}} C_T$$

$$K_{\text{И}} = k_i S_{\text{л}} \rho_{\text{Na}}$$

$$k_i = 1,9 \cdot 10^{-4} \text{ m/s}$$

# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

## The equations of hydrogen and tritium balance in primary sodium

$$M1 \frac{dC_{1T}}{d\tau} = Q_T - K_T^{1K} C_{1T} - \sum K_T^{TK} (C_{1T} - C_{2T}) - G_{\text{Л1}} \beta_{\text{Л1}} C_{1T} \left(1 - \frac{C_{\text{Л1}}}{C_{1H}}\right) - M1 \cdot C_{1T} \lambda - K_{\text{И}} C_{1T}$$

$$M1 \frac{dC_{1H}}{d\tau} = Q_{1H} - K_H^{1K} C_{1H} - \sum K_H^{TK} (C_{1H} - C_{2H}) - G_{\text{Л1}} \beta_{\text{Л1}} (C_{1H} - C_{\text{Л1}})$$

$M1$  – sodium weight in primary circuit, kg;

$C_{1T}, C_{1H}, C_{2T}, C_{2H}$  – tritium and hydrogen concentration in primary sodium and their concentration in coolant of secondary i-loop, kg / kg;

$\tau$  – time, s;

$Q_T, Q_{1H}$  – productivity of hydrogen and tritium sources in primary circuit, kg/s;

$K_T^{1K}, K_H^{1K}, K_T^{TKi}, K_H^{TKi}$  – tritium and hydrogen permeability coefficients of primary circuit walls (reactor tank, pipelines and equipment) and intermediate heat exchanger of i-loop of secondary circuit, kg/s;

$K_{\text{И}}$  – cold trap isotope exchange coefficient;

$G_{\text{Л1}}$  – primary cold traps sodium flow rate (total), kg/s;

$\beta_{\text{Л1}}$  – efficiency of primary cold trap;

$C_{\text{Л1}}$  – hydrogen saturation in sodium at primary cold trap temperature kg/kg;

$\lambda$  – tritium disintegration constant, 1/s.



# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

The equations of hydrogen and tritium balance in secondary sodium

$$M_{2i} \frac{dC_{2Ti}}{d\tau} = -\left(K_T^{2Ki} + K_T^{\Pi\Gamma i}\right) C_{2Ti} + K_T^{TKi} (C_{1T} - C_{2Ti}) - G_{Л2i} \beta_{Л2i} C_{2Ti} \left(1 - \frac{C_{Л2i}}{C_{2Hi}}\right) - K_{И} C_{2Ti} - M_{2i} C_{2Ti} \lambda$$

$$M_{2i} \frac{dC_{2Hi}}{d\tau} = Q_{2Hi} - K_H^{2Ki} C_{2Hi} + K_H^{TKi} (C_{1H} - C_{2Hi}) - G_{Л2i} \beta_{Л2i} (C_{2Hi} - C_{Л2i})$$

$M_{2i}$  – sodium weight in i-loop of primary circuit, kg;

$G_{Л2i}$  – secondary cold traps sodium flow rate, kg/s;

$Q_{2Hi}$  – productivity of hydrogen source in i-loop of secondary circuit, kg/s;

$K_T^{2Ki}$ ,  $K_H^{2Ki}$  – tritium and hydrogen permeability coefficients of i-loop walls of secondary circuit;

$K_T^{\Pi\Gamma i}$  – tritium permeability coefficients of steam generator walls of i-loop

# The initial data of BN-600

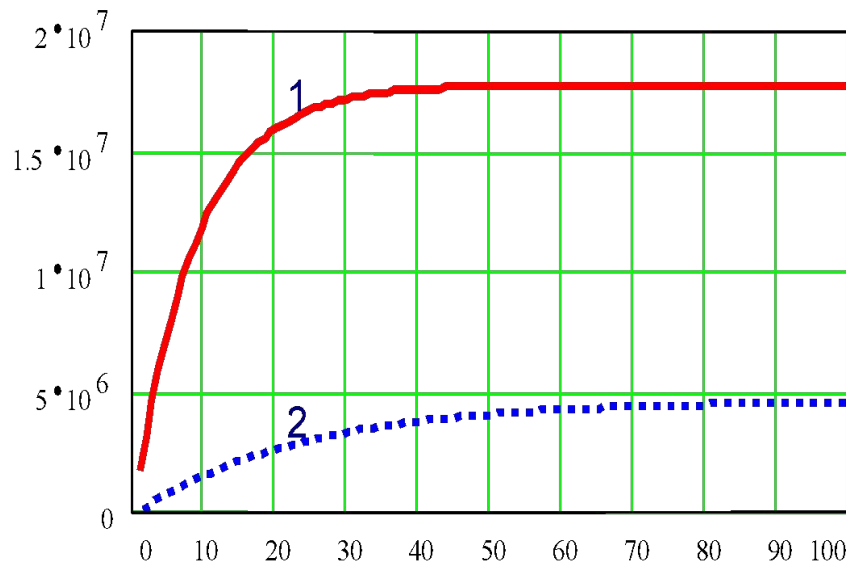
Parameters	Designations	Dimension	BN-600
Thermal capacity of reactor		MWt	1470
Number of secondary circuit loops			3
Number of intermediate heat exchangers			6
Quantity of sodium: 1 circuit	M1	kg	900000
2 circuit (on one loop)	M2	kg	300000
Sources: Tritium	QT	kg/s	$5,2 \cdot 10^{-11}$
Hydrogen in 1 circuit	Q1H	kg/s	$10^{-8}$
Hydrogen in 2 circuit (on three loops of BN-600)	Q2H	kg/s	$2 \cdot 10^{-7}$
Hydrogen permeability coefficients:			
Intermediate heat exchanger (on three loops of BN-600)	$K_H^{TK}$	kg/s	0,25
Steam generator (on three loops)	$K_H^{TH}$	kg/s	0,02
The reactor vessel, pipelines and the equipment of the primary circuit	$K_H^{1K}$	kg/s	$10^{-5}$
Pipelines and the equipment of secondary circuit	$K_H^{2K}$	kg/s	$7 \times 10^{-4}$
Cold traps (CT): the primary circuit		pieces	3
The secondary circuit (on one loop)		pieces	1
Temperature in CT: the primary circuit	T1	°C	120
the secondary circuit	T2	°C	120
Flow rate of CT: primary circuit on all traps	G1	kg/s	2,78
secondary circuit (on one trap)	G2i	kg/s	1,11
Efficiency of cold trap: primary CT	$\beta_1$		0,8
secondary CT	$\beta_2$		0,8
The flow rate of additional charging by argon	GA	Kg/s	$6,95 \times 10^{-6}$
The third circuit: quantity of water	$\Sigma V_3$	t	100-200
Central heating	$\Sigma G_B$	t/h	60-70

# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

## Results of calculation

Time dependence of tritium concentration in primary sodium

Tritium concentration in primary sodium, Bq/kg



Time, day

Change of tritium concentration in primary sodium of BN-600 (1) and Phenix (2) after start of installations.

# Tritium mass transfer in NPP

## Results of calculation

### Tritium contamination of LMFBR coolants

	BN-600	Phenix	Dimension
H <sub>2</sub> in sodium of 1 circuit	7.08	6.5	10 <sup>-8</sup> kg/kg
H <sub>2</sub> in sodium of 2 circuit	12.9	7.1	10 <sup>-8</sup> kg/kg
T <sub>2</sub> in sodium of 1 circuit	33300	4480	Bq/g
T <sub>2</sub> in sodium of 2 circuit	4880	1220	Bq/g

# Tritium mass transfer in NPP

## Results of calculation Tritium fluxes in BN-600

	Tritium flux, Bq/s	
	Nominal mode operation	Primary cold traps are cut off
Primary cold traps	$11.57 \cdot 10^6$	0
Secondary cold traps (3 loops)	$6.97 \cdot 10^6$	$1.83 \cdot 10^7$
IHX (3 loops)	$7.11 \cdot 10^6$	$1.87 \cdot 10^7$
SG (3 loops)	$9.70 \cdot 10^4$	$2.44 \cdot 10^5$
Primary vessel and equipment	$3.34 \cdot 10^3$	$8.62 \cdot 10^3$
Pipelines and equipment of the secondary circuit	$3.41 \cdot 10^4$	$8.62 \cdot 10^4$

# Tritium mass transfer in NPP

## Results of calculation

- in an atmosphere through circuits walls on nominal parameters is 2.2 TBq/GWt<sub>e</sub> year (below allowable tritium activity)
- in the third circuit is 3 TBq/GWt<sub>e</sub> year
- ~ 99 % tritium formed in BN-600 during operation collected in cold traps

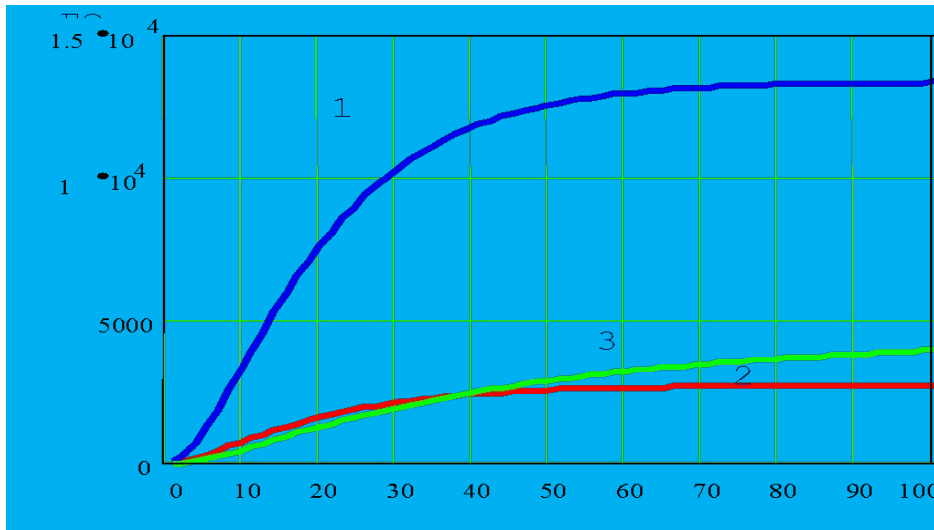
# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

Tritium concentration in water of 3-rd circuit loops  $C_{3T}$

$$V \frac{dC_{3T}}{d\tau} = K_T^{3TK} (C_{2T} - C_{3T}) - G_B C_{3T}$$

$V$  – volume of water in a loop of the third circuit;  
 $G_B$  – water flow rate on a loop

$C_{3T}$ , Bq/l



Experimental data BN-600  
 $8.1 \cdot 10^3$  Bq/liter

Permissible level  
 0.011 Bq/liter

$\tau$ , day

1 and 2 – BN-600 in heating system 10 t/h and 50 t/h

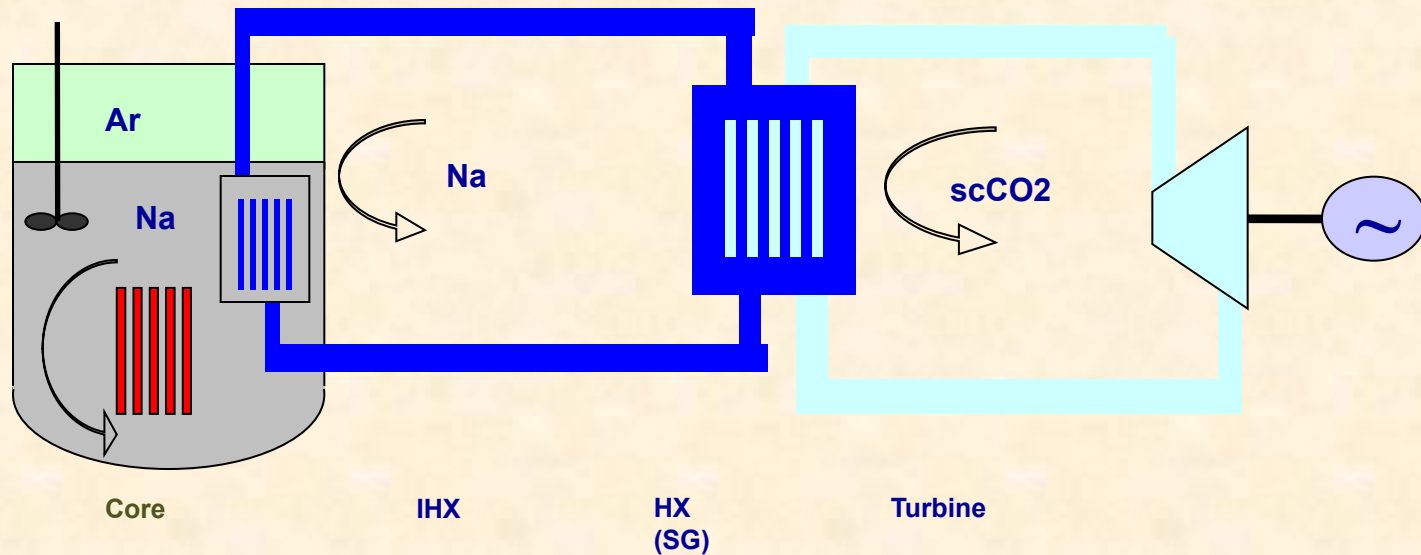
3 – Phenix in heating system 14 t/h

## Case study application : X = Na & Y = scCO<sub>2</sub> (SMFR)



- Gas / steam turbine
- X=Na, Y=scCO<sub>2</sub>, for Braithon cycle (SMFR)

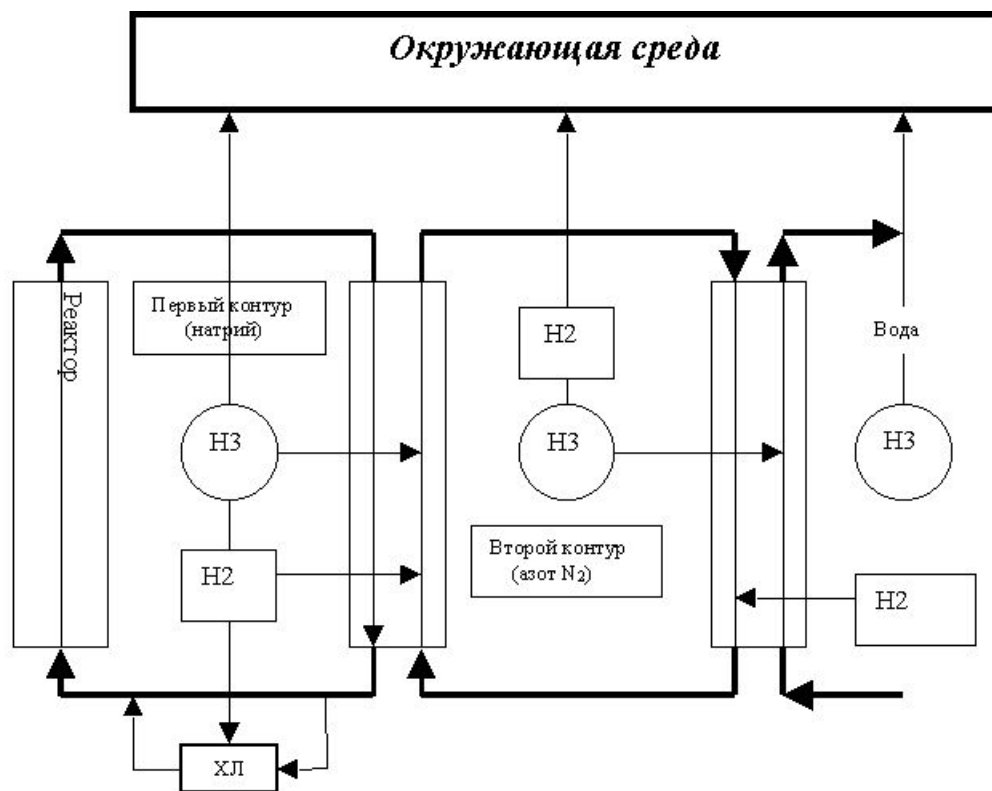
CADARACHE





# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

## Массоперенос трития в ЯЭУ



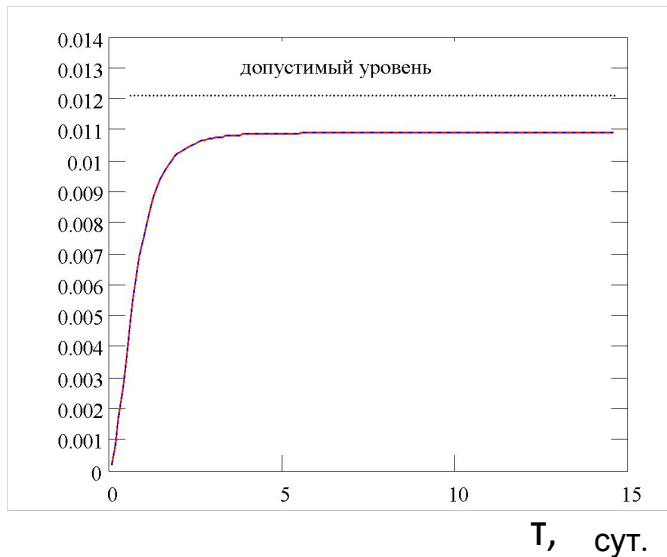
АТЭС БН ГТ-300/130  
мощностью 300 МВт (эл.)  
(КЗГТУ во втором контуре)

# Массоперенос трития в трехконтурной ЯЭУ

Расчет концентрации трития в водяном контуре (РУ с КЗГТУ)

$$V \frac{dC_{3T}}{d\tau} = K_T^{3TK} (C_{2T} - C_{3T}) - G_B C_{3T}$$

$C_B$ , Бк/л



$$Q_{h1} = 5 \cdot 10^{-9} \text{ кг/с}$$

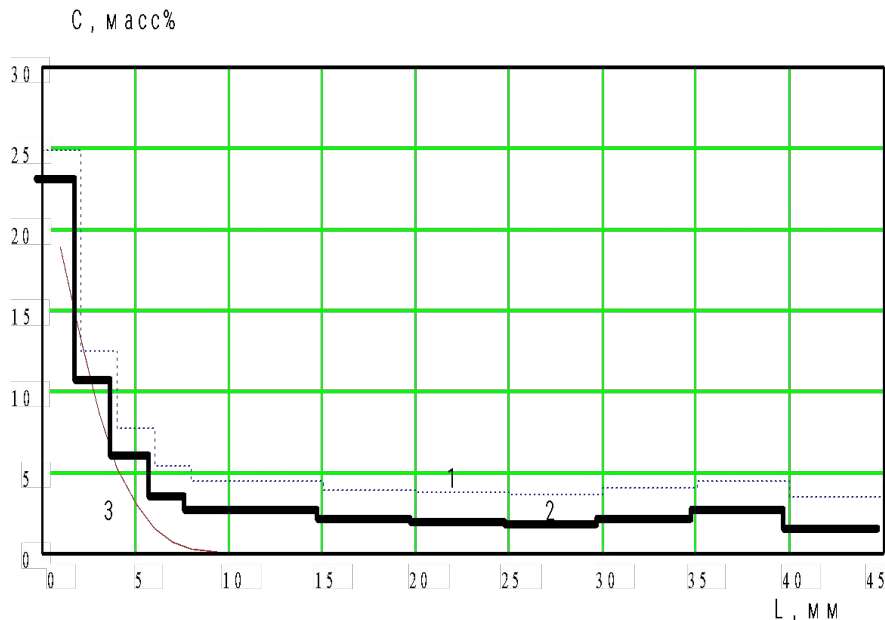
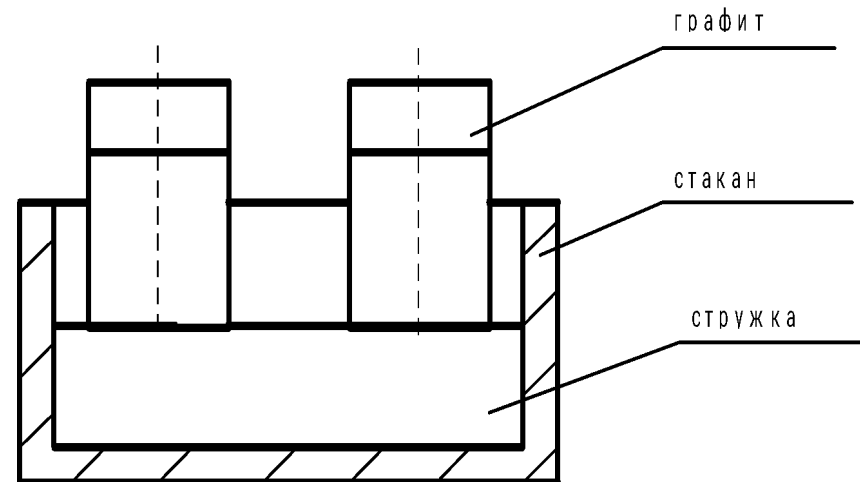
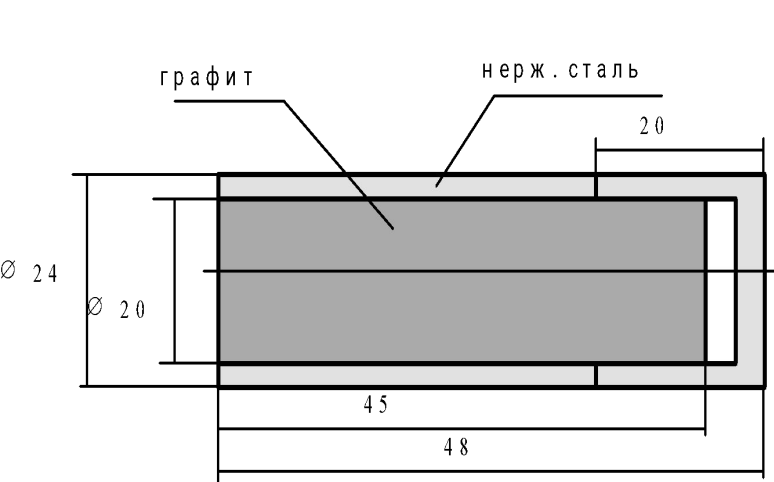
$$Q_{h1}^{\text{доб}} = 10^{-8} \text{ кг/с} \quad (315 \text{ г/год})$$

$$K^{3TK} = 5 \cdot 10^{-9} \text{ кг/с}$$

# The problems connected with tritium NPP of BN type

- There are no reliable and effective methods of measurement of the tritium contents in sodium of operating fast reactor;
- There is a significant uncertainty in estimations of hydrogen isotopes permeability in structural materials with oxide film;
- There are disagreement in known estimations on tritium sources in reactor;
- The specification of an isotope exchange constant of hydrogen and tritium in a cold trap is required;
- There is no complete picture of distribution and mass transport of hydrogen isotopes in water and steam circuit;
- At sealing out of sodium circuits the processes of tritium outgoing in an environment are not investigated (for example, at dismantle of installation).

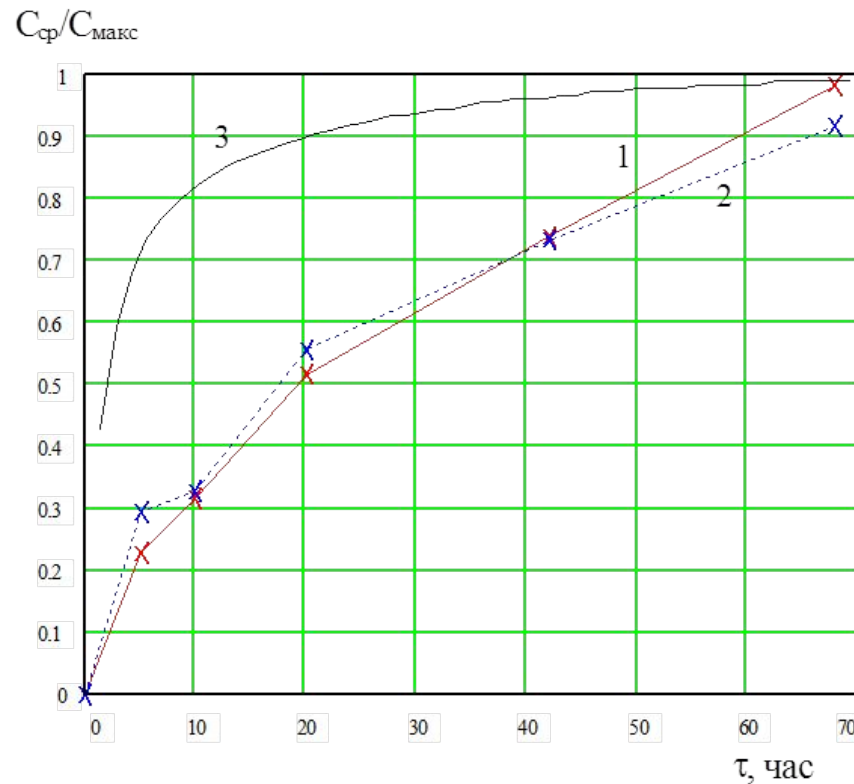
# Взаимодействие натрия с графитом



Распределение концентрации натрия по длине графитового стержня из пробоотборника ( $t = 500^{\circ}\text{C}$ ) Ж 20 мм, погруженного одним концом в натрий:

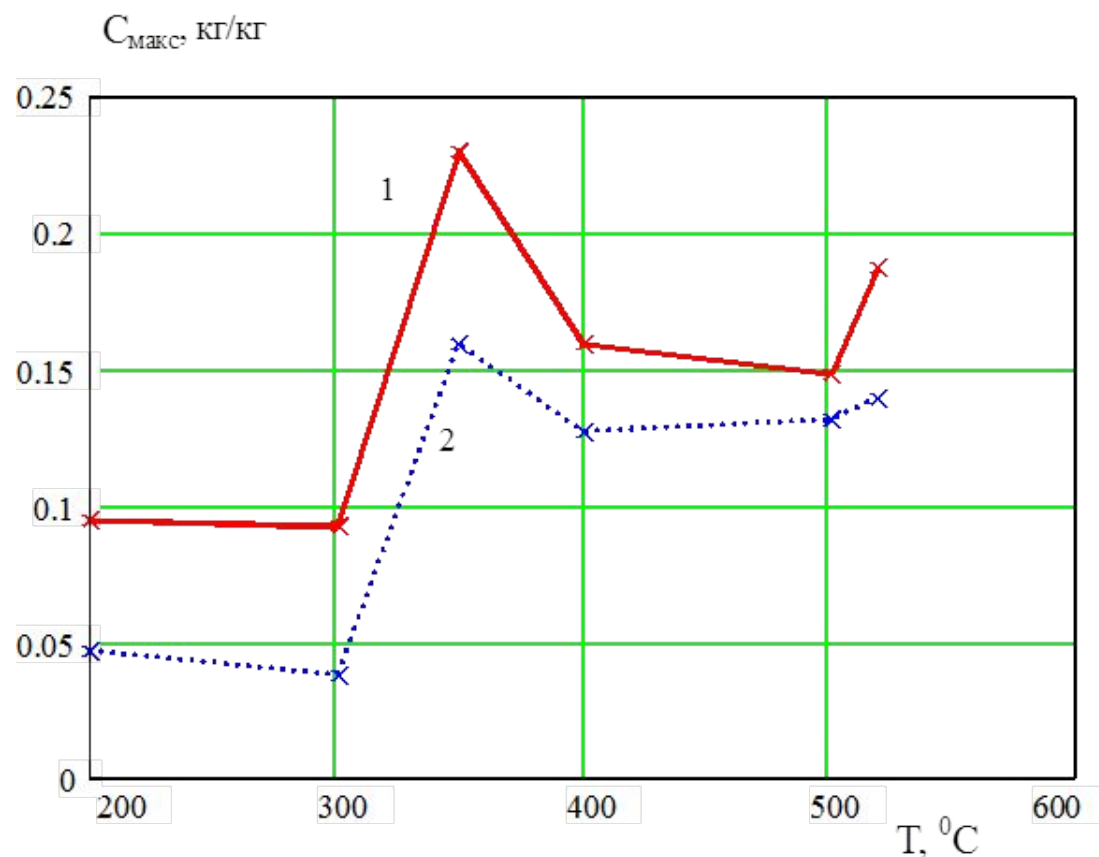
- 1 - по привесам (расчетные значения);
- 2 - по количеству выщелоченного натрия;
- 3 - расчетное значение при постоянном эффективном коэффициенте массопроводности ( $D_{\text{эф}} = 2 \cdot 10^{-11} \text{ м}^2/\text{с}$ ).

# Взаимодействие натрия с графитом



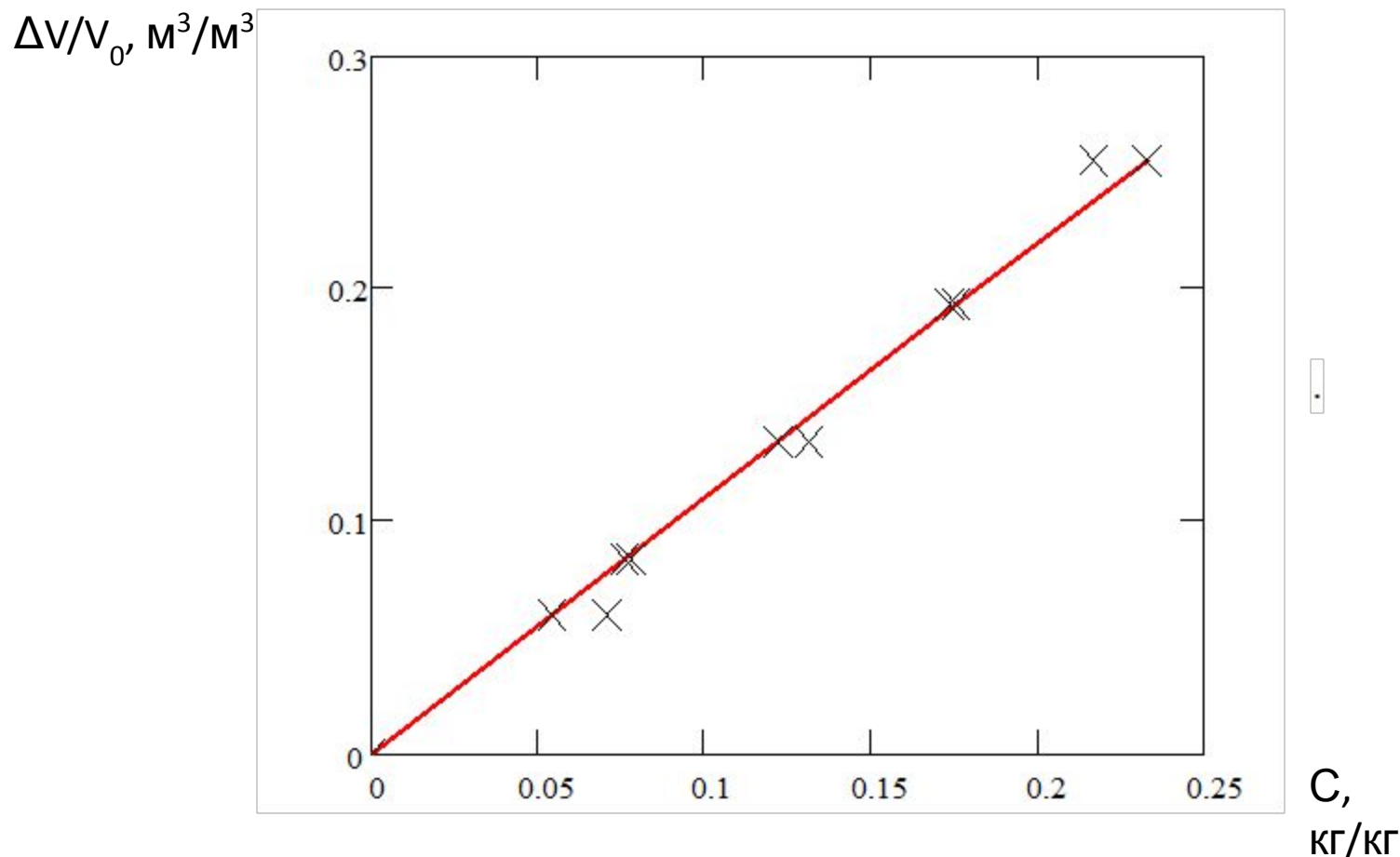
Изменение относительной концентрации натрия в образцах графита в течение времени: 1 - (^- образцы); 2 - (|| - образцы); 3 - расчетное значение при постоянном эффективном коэффициенте массопроводности ( $D_{эф} = 2 \cdot 10^{-11} \text{ м}^2/\text{с}$ ).

# Взаимодействие натрия с графитом



Зависимость максимального поглощения натрия графитом от температуры (1) и выщелачиваемого из него натрия (2).

# Взаимодействие натрия с графитом



Изменение относительного приращения объема образцов графита от концентрации натрия в графите при 350 °С  
( $\Delta V/V_0 = 1,1 C$ )

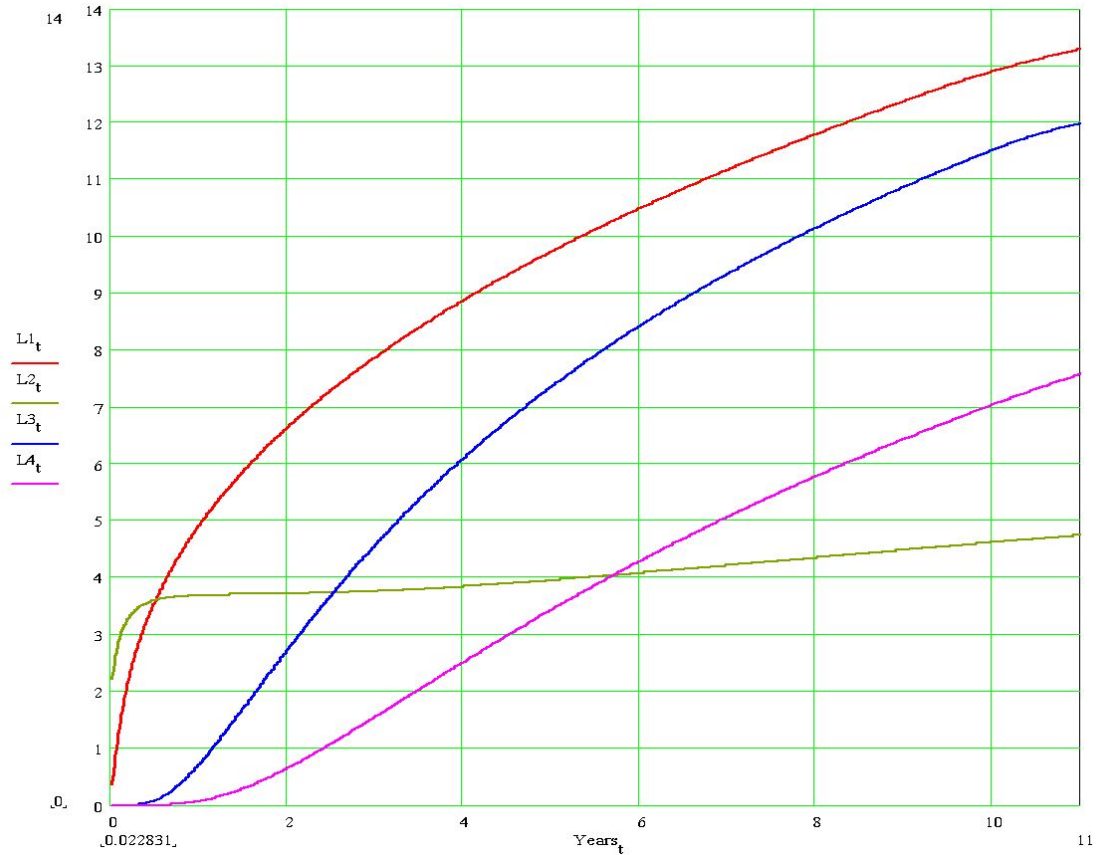
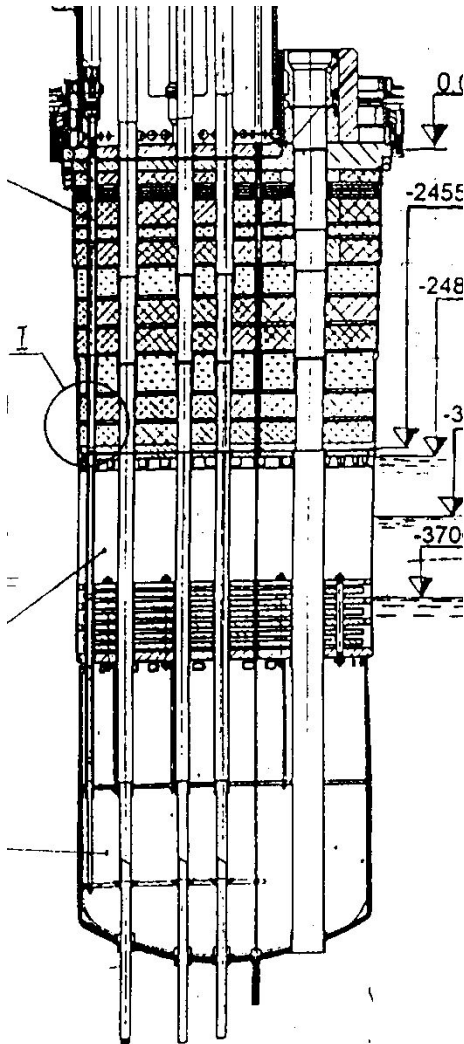
# Взаимодействие натрия с графитом

Проведены исследования пропитки графита натрием при 200°C, 350°C и 500°C в пробоотборнике и дыхательном баке стенда СИД. Показано, что механизм взаимодействия графита с натрием существенно различается при расположении образцов в натрии и в паровой фазе натрия (в первом случае масса поглощенного графитом натрия больше, а глубина проникновения натрия меньше, чем во втором, что, вероятно, связано с различием энергетических характеристик различных агрегатных состояний натрия). Зависимость увеличения линейных размеров графита при насыщении его натрием имеет максимум в области температуры 300-350°C, что совпадает с данными термодинамической устойчивости графитидов. При удалении натрия из графита водой остаточное содержание натрия в графите составляет 2-3% мас и имеет равномерное распределение по сечению образца (вероятно, натрий, внедрившийся в межплоскостное пространство решетки графита) в отличие от скачкообразного распределения (до 30% мас, вероятно, в порах) в образцах не подвергнутых промывке.



# Взаимодействие натрия с графитом

- Центральная поворотная колонна БН-600



Перемещение точек на поверхности обечайки относительно геометрического центра ЦПК в течение времени

# Исследования в области высокотемпературного натрия

Особенности поведения высокотемпературной натриевой системы прежде всего связаны с экспоненциальной зависимостью от температуры (**уравнение Аррениуса  $k = A e^{-E / (RT)}$** ), где  $A$  – коэффициент, учитывающий частоту столкновений реагирующих молекул,  $E$  – энергия активации,  $T$  – температура) процессов и констант, определяющих закономерности физической химии (кинетика и термодинамика) – поведение сложной многокомпонентной гетерогенной системы «теплоноситель – примеси – конструкционные (технологические) материалы – защитный газ»

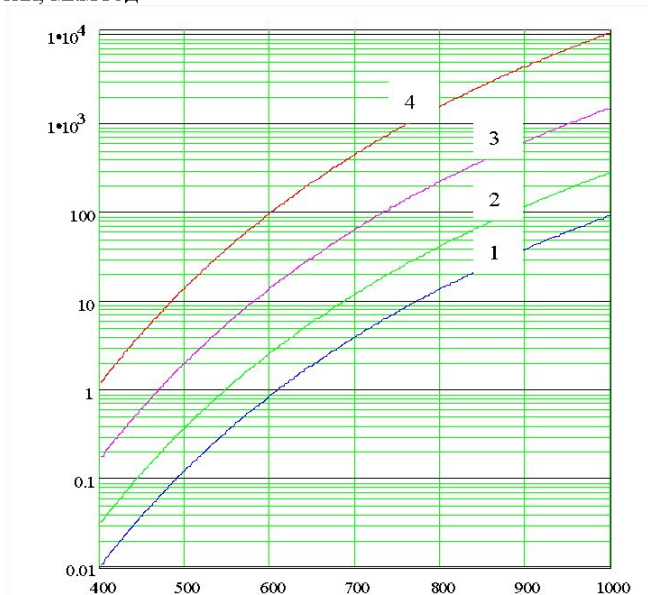
- скорость протекающих химических реакций
- диффузия примесей, включая компоненты конструкционного материала в теплоносителе и конструкционном материале
- растворимость примесей в теплоносителе
- спонтанное образование зародков дисперсной фазы
- процессы на границе раздела теплоноситель – газ – твёрдое тело
- адгезионные характеристики и поведение дисперсной системы

## В результате повышения температуры

- источники примесей – интенсифицируются
- химическая активность натрия и примесей – повышается
- свойства конструкционных материалов – ухудшаются
- коррозия – увеличивается
- массоперенос примесей (продукты коррозии, углерод, тритий, цезий, др. радионуклиды) – возрастает
- выход аэрозолей – возрастает

# Исследования в области высокотемпературного натрия

Скорость коррозии, мкм/год

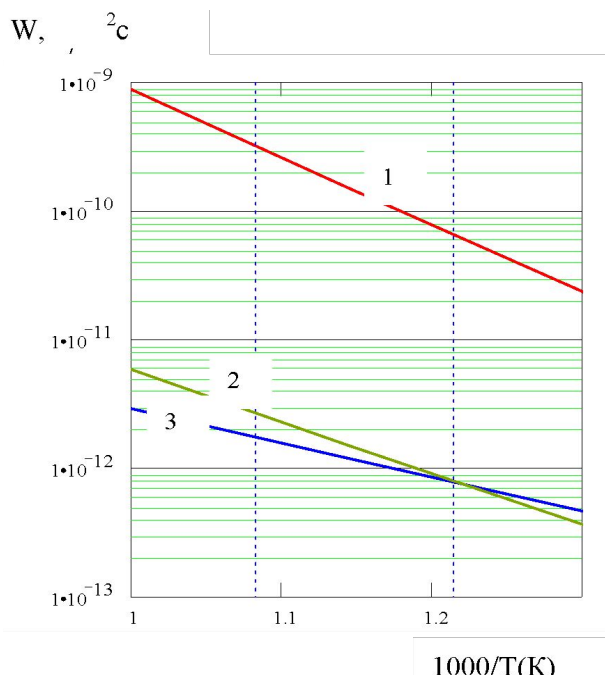


Температура, °C

- 1 – 2 млн<sup>-1</sup>
- 2 – 5 млн<sup>-1</sup>
- 3 – 20 млн<sup>-1</sup>
- 4 – 100 млн<sup>-1</sup>

- при повышении температуры натрия с 550°C до 950°C скорость коррозии возрастает более, чем на два порядка
- скорость поступления продуктов коррозии в натрий для реактора типа БН-600 составляет от 12 кг/год до 40 кг/год при номинальном режиме работы
- для аналогичной по мощности установки с максимальной температурой натрия 950°C выход продуктов коррозии в натрий составит несколько тонн в год
- 4□ это ставит задачу подбора или создания новых конструкционных материалов

# Исследования в области высокотемпературного натрия



Удельные потоки газов  
из атмосферы в натриевый контур

1 – азот

2 – водород

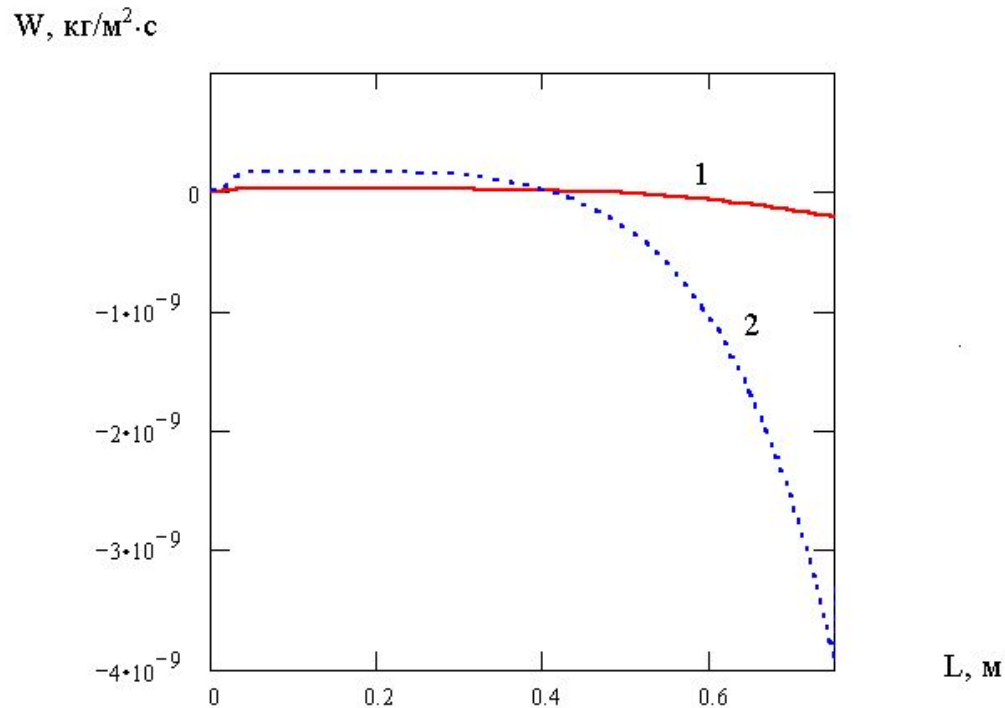
3 – кислород

Для контура с поверхностью  $1000 \text{ м}^2$  и толщиной стенки  $10 \text{ мм}$  при температуре  $950^\circ\text{C}$  за 1 год в натрий поступает  $13 \text{ кг}$  азота, а при  $600^\circ\text{C}$  примерно на 2 порядка меньше.

За 30 лет эксплуатации, соответственно,  $390 \text{ кг}$  и  $3,9 \text{ кг}$  азота. Должны приниматься специальные меры по очистке натрия от азота.

Поступление кислорода и водорода при температуре  $950^\circ\text{C}$  для контура с поверхностью  $1000 \text{ м}^2$  и толщиной стенки  $10 \text{ мм}$  измеряется килограммами.

# Исследования в области высокотемпературного натрия



Изменение плотности потоков продуктов коррозии по длине активного участка ТВЭЛ для режимов: 1 - 550<sup>0</sup>С; 2 - 650<sup>0</sup>С

скорость растворения стали в экстремальной точке АЗ, ↑ 18 раз

# Исследования в области высокотемпературного натрия

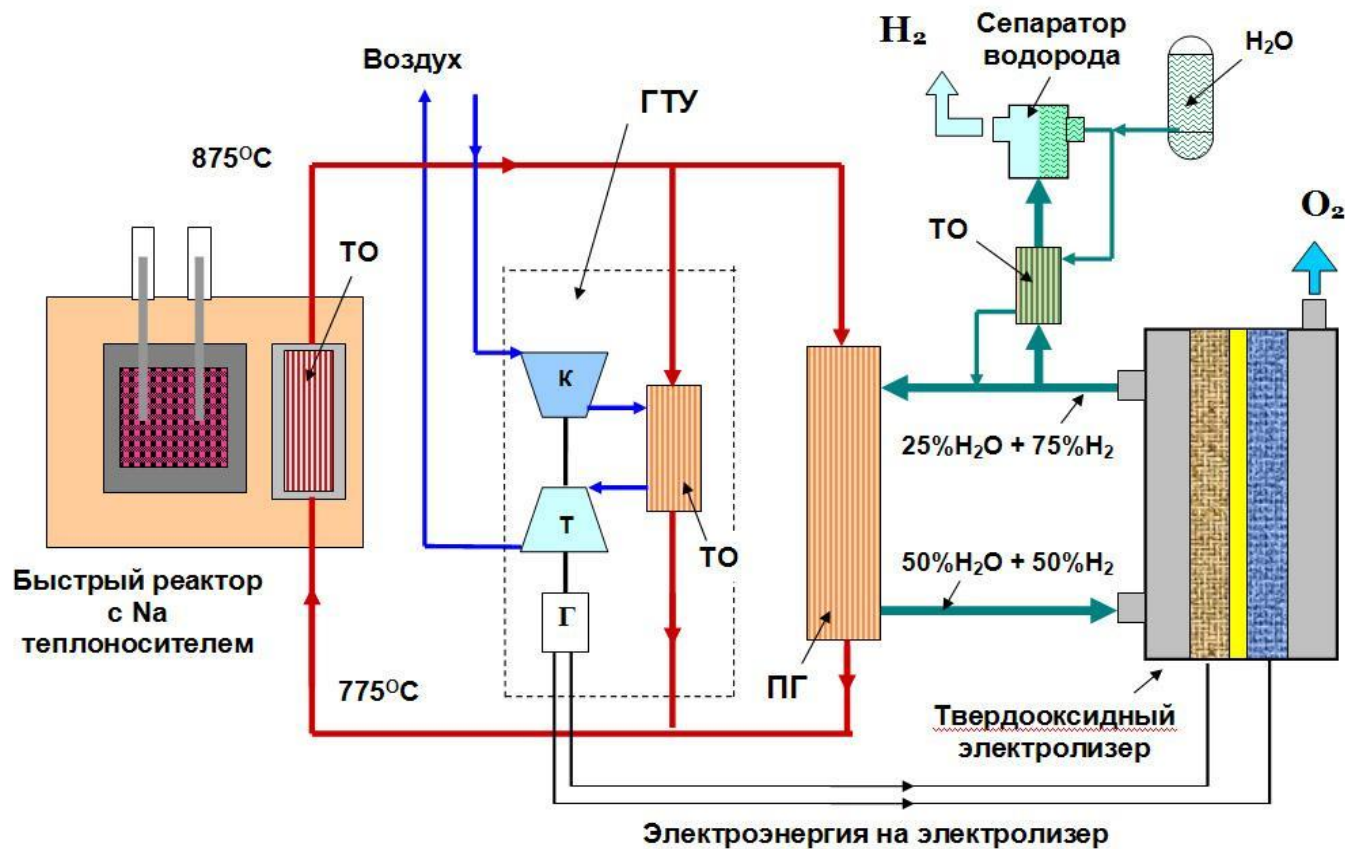


Схема реакторной установки для производства электроэнергии и водорода на основе технологии твердооксидного электролиза воды<sup>46</sup>

# Исследования в области высокотемпературного натрия

## Основные характеристики высокотемпературного ядерного реактора

Характеристика	Размерность	Величина
Мощность (тепловая)	МВт	600
Загрузка $^{239+241}\text{Pu}$	кг	2650
Размеры активной зоны (D×H) по корпусу	мм	2400×820
Толщина отражателя	мм	200
Диаметр и толщина оболочки твэл (d×δ)	мм	8,0×0,3
Кампания активной зоны	год	5
Выгорание за кампанию	%	10,5
Теплонапряжённость активной зоны	МВт/м <sup>3</sup>	162
Средняя температура на входе и выходе из активной зоны (T <sup>вх</sup> /T <sup>вых</sup> )	°С	800/900
Давление натрия на входе в активную зону	МПа	1,0
Максимальная температура топлива	°С	1069
Максимальная температура оболочки твэл	°С	1025
Скорость натрия в активной зоне	м/с	6,2
Расход натрия	кг/с	5290

# Исследования в области высокотемпературного натрия

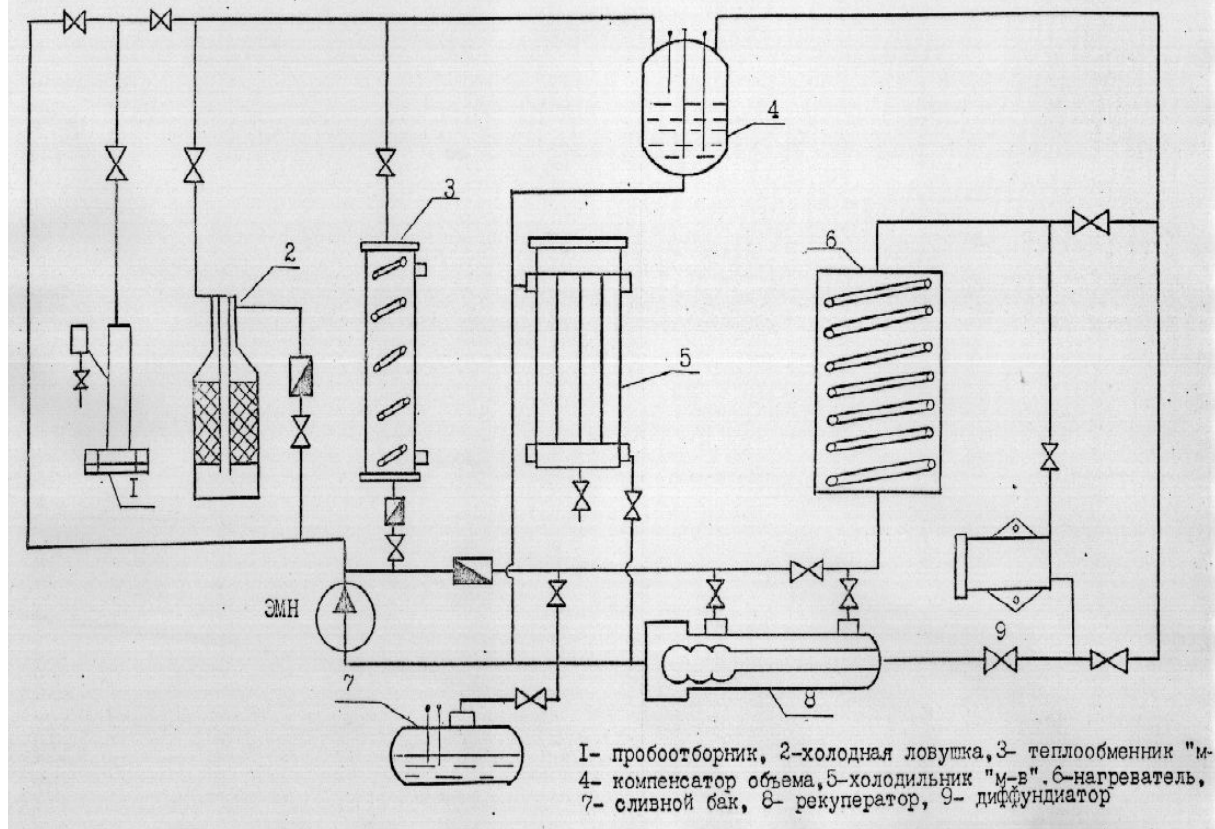
Совместимость щелочных жидкометаллических теплоносителей с конструкционными материалами

Материал	Температурный предел совместимости, К				Факторы, ограничивающие совместимость
	Li	Na	K	Cs	
Железо	773	973	973	973	Неметаллические примеси
Низколегированная сталь	773	973	973	973	Неметаллические примеси
Ферритные стали	773	973	973	973	Неметаллические примеси
Высокохромистые стали	773	973	973	973	Неметаллические примеси
Аустенитные стали	723	1023	1023	1023	Неметаллические примеси
Никелевые сплавы	673	873	873	983	Скорость потока
Молибденовые сплавы	1273	1273	1273	1273	Неметаллические примеси
Вольфрамовые сплавы	1273	1273	1273	1273	Неметаллические примеси
Титановые сплавы	973	973	973	973	Неметаллические примеси
Циркониевые сплавы	973	973	973	973	Неметаллические примеси
Ванадиевые сплавы	973	973	973	973	Неметаллические примеси
Ниобиевые сплавы	973	973	973	973	Неметаллические примеси
Танталовые сплавы	973	973	973	973	Неметаллические примеси



# Исследования в области высокотемпературного натрия

Принципиальная схема высокотемпературного стенда.



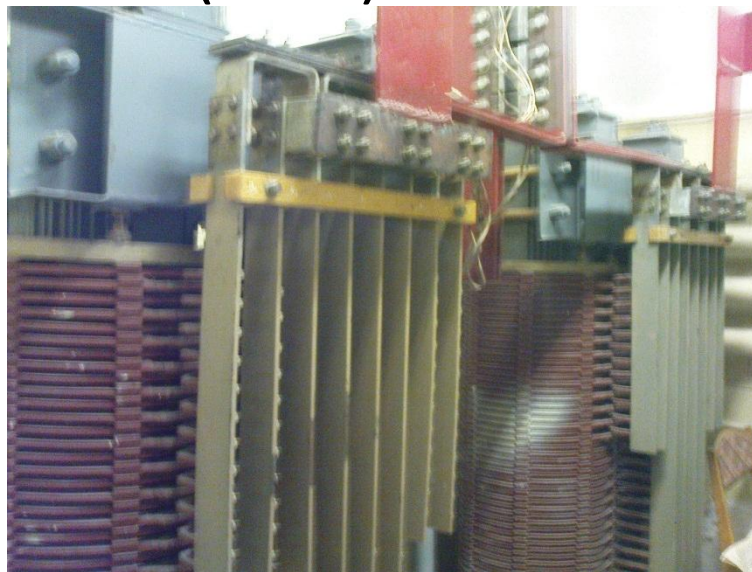
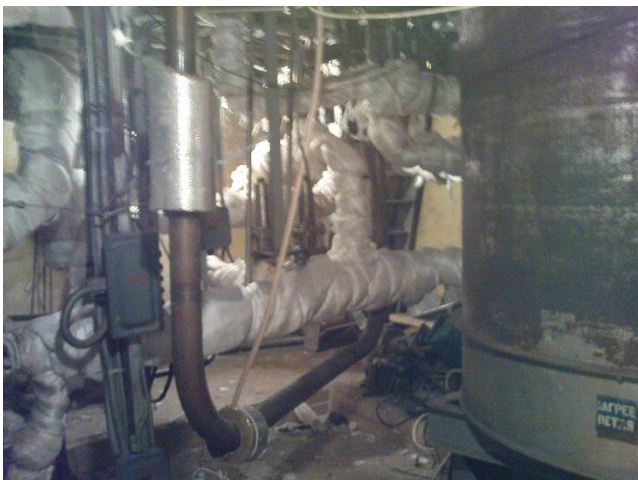
## высокотемпературный стенд

Теплоноситель – натрий;  
 максимальный расход на  
 низкотемпературной петле –  $15 \text{ м}^3/\text{ч}$ ;  
 максимальный расход на  
 высокотемпературной петле –  $8 \text{ м}^3/\text{ч}$ ;  
 ; максимальное давление –  $0,8 \text{ МПа}$ ;  
 рабочая температура –  $950^\circ\text{C}$ ;  
 тепловая мощность –  $500 \text{ кВт}$ ;  
 максимальная скорость  
 теплоносителя в трубах –  $8 \text{ м/с}$ ;  
 конструкционный материал  
 высокотемпературной части стенда  
 высокожаростойкий сплав ЭП-912 ВД

### Задачи исследований

- Испытания конструкционных материалов, подтверждение их работоспособности
- получение характеристик проницаемости атмосферных компонент в жидкометаллический контур через теплообменное оборудование
- изучение характеристик аварийных ситуаций при изливе теплоносителя из циркуляционного контура
- разработка методов снижения влияния аварийных ситуаций на работоспособность технологического оборудования

# Усовершенствованный высокотемпературный стенд с натриевым теплоносителем (ВТС)



**Стенд «ВТС» предназначен для проведения исследований теплогидравлических процессов, физической химии и технологии высокотемпературного натриевого теплоносителя применительно к разработке высокотемпературного реактора на БН для развития атомно-водородной энергетики**

# Исследования в области высокотемпературного натрия

## Исследования на высокотемпературном стенде

Температура горячей части, °С	Время работы, час
1000-900	420
900-800	370
800-700	350
700-600	450
600-500	520
< 500	700
Общее время работы – 3940 час	

Экспериментально показано, что для очистки натрия от примесей (кислород, водород) в высокотемпературных установках могут быть использованы обычные холодные ловушки, располагаемые в «холодных» участках контура. Подсоединение ловушки к контуру должно осуществляться через рекуператор с целью экономии тепловой энергии.

Для контроля содержания примесей в натрии могут быть использованы обычные приборы контроля, располагаемые в «холодных» участках контура. Это относится, например, к пробковым индикаторам, индикаторам водорода ИВА, электрохимическим приборам контроля.

Высокотемпературная петля изготовлена из жаропрочной стали марки ЭП912ВД. Низкотемпературная петля – из стали марки Х18Н10Т.

# Исследования в области высокотемпературного натрия

## Испытания тепловых труб

№ п/п	Теплоноситель	Материал корпуса и фитиля	Температура, °С	Длительность испытаний, ч	Окружающая среда
1	натрий	X18H9T	690	9950	воздух
2	натрий	X18H9T	720	11600	воздух
3	натрий	X18H9T	670	16600	воздух
4	натрий	X18H9T	670-690	48000	воздух
5	натрий	316SS	771	>4000	

Работоспособность корпуса тепловых труб ограничивалась не коррозией со стороны натрия, а образованием окалины со стороны воздуха. При защите корпуса из стали X18H9T от атмосферного воздуха имеется опыт работы тепловой трубы при температуре 850°С в течение 8500 часов без потери работоспособности. Коаксиальная натриевая тепловая труба из стали ЭИ732 десять лет используется в качестве термостата, работающего при температуре 850°С с ежегодной наработкой около 1000 часов.

# Исследования в области высокотемпературного натрия

Системы очистки натрия от примесей должны обеспечить

- регламентную концентрацию примесей в натрии при длительной эксплуатации АЭС на номинальном режиме в условиях постоянно действующих источников примесей заданной интенсивности
- производительность, гарантирующую очистку теплоносителя от примесей перед выходом на мощность за минимально возможное время после ППР, перегрузки топлива, аварийного загрязнения
- необходимую емкость по примесям, которые поступают в теплоноситель первого и второго контура
- исключить неконтролируемое накопление примесей (взвеси в натрии, отложения на поверхностях газовой полости) в первом контуре – использование фильтров, очистка защитного газа

В результате исследований и практической апробации для очистки натрия от примесей в настоящее время используются:

- холодные ловушки (кислород, водород, тритий),
- горячие ловушки (геттерная очистка от кислорода, углерода),
- материалы из графита (очистка от цезия),
- фильтры (очистка от взвесей).

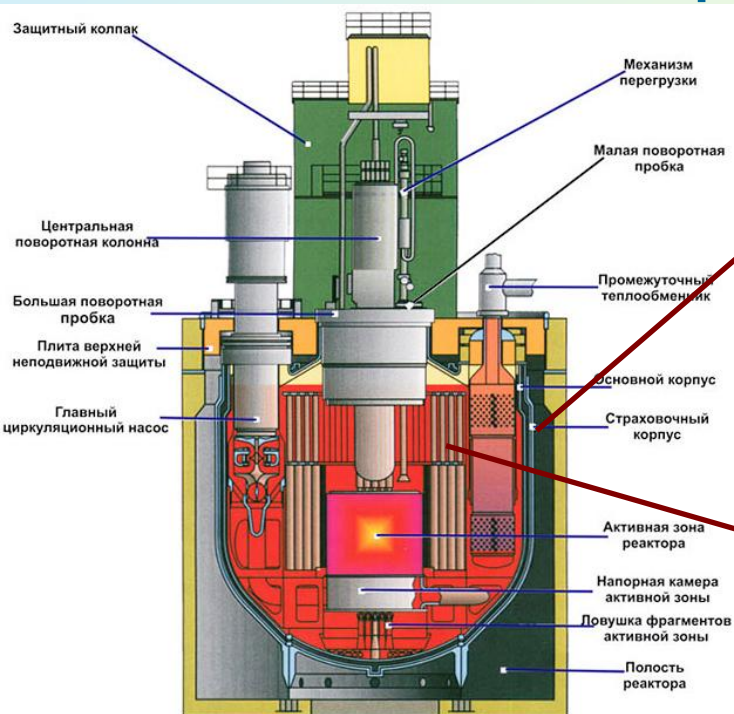
Эти разработки – основа для проектирования систем очистки ВТ ЯЭУ.

# Исследования в области высокотемпературного натрия

## Задачи дальнейших исследований

- Физико-химическое взаимодействие компонентов конструкционных материалов и примесей в натрии.
- Процессы поступления примесей в натрий. Определение производительности источников примеси.
- Спонтанное образование зародышей кристаллов в объеме пересыщенных растворов натрия.
- Процессы сепарации взвесей в различных участках натриевого контура, выноса взвесей из участков различной геометрии.
- Адгезионные, диффузионные и дисперсные характеристики системы теплоноситель – примеси – конструкционные материалы – защитный газ.
- Исследования переноса углерода, процессов науглероживания и обезуглероживания сталей.
- Процессы массопереноса в газовых полостях натриевых контуров.
- Исследование процессов взаимодействия вероятных теплоносителей второго контура с натрием.
- Разработка оптимальных систем очистки натрия. Способы и устройства очистки натрия от взвешенных частиц.
- Усовершенствование систем контроля содержания примесей в натрии (пробковые индикаторы, индикаторы водорода ИВА, электрохимические приборы контроля).
- Математическое моделирование всего комплекса физико-химических и теплогидравлических процессов в системе натрий – конструкционный материал – примеси, и разработка соответствующих трехмерных расчетных кодов. Прогнозирование состояния и ресурса работы оборудования натриевых контуров.

# ОСНОВНЫЕ ЗАДАЧИ ПРИ ВЫБОРЕ КОНСТРУКЦИОННЫХ МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ЭНЕРГБЛОКОВ ТИПА БН



**Корпус**

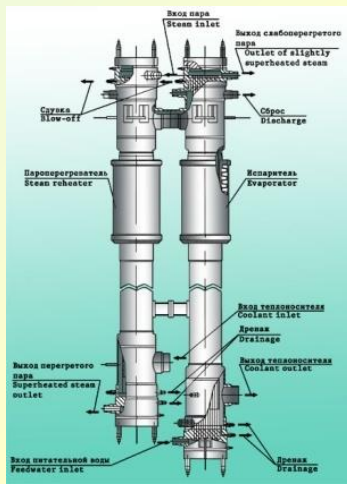
Обеспечение стойкости к тепловому старению

**ВКУ**

Обеспечение высокого сопротивления ползучести в условиях интенсивного нейтронного облучения

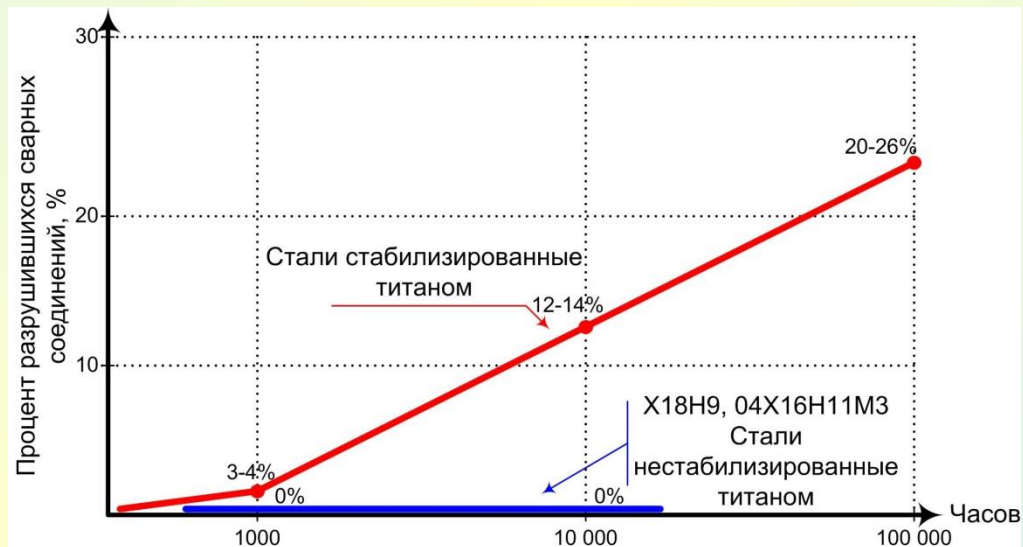
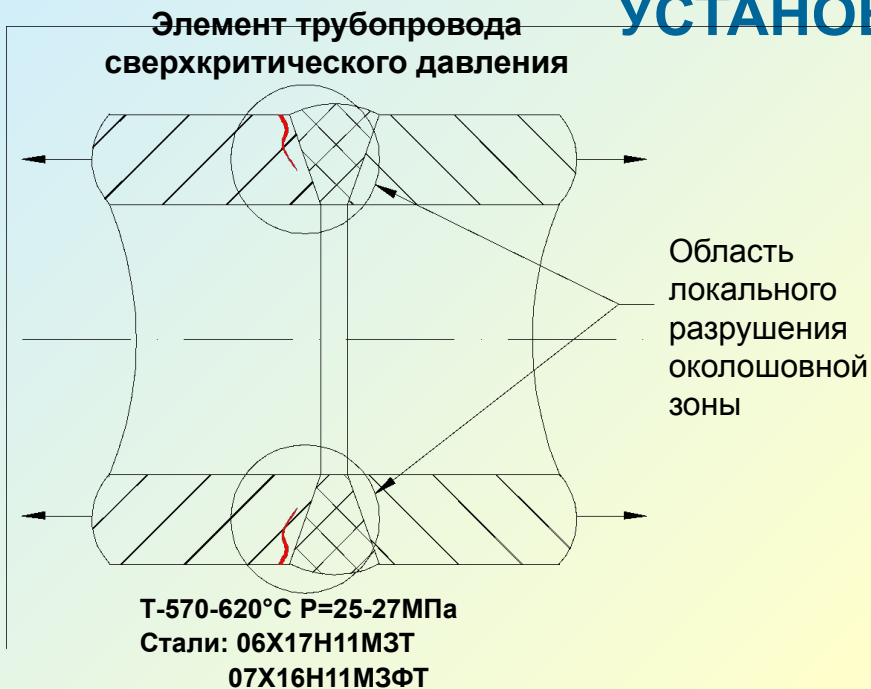
Обеспечение высокой коррозионной стойкости и жаропрочности.

Обеспечение коррозионной стойкости при монтаже в условиях атмосферной коррозии



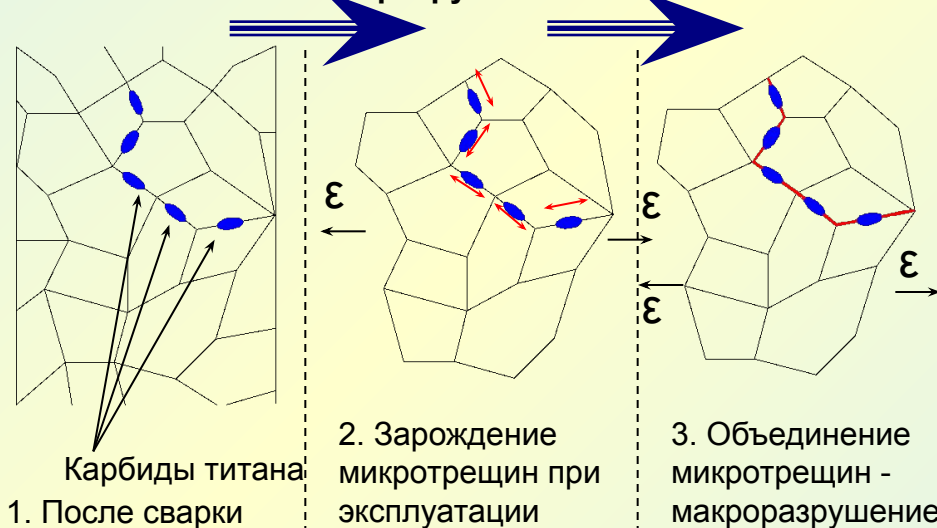
**Парогенератор**

# ВЫБОР КЛАССА СТАЛЕЙ ДЛЯ РЕАКТОРНОГО ОБОРУДОВАНИЯ УСТАНОВОК ТИПА БН



Результаты опытной эксплуатации на Черниговской ГРЭС

## Схема возникновения разрушения в околошовной зоне



Для изготовления реакторов типа БН, работающих при температуре 560°C, рекомендуются стали **нестабилизированные титаном**



# НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА БН (Этап I)

## ПРИМЕНЕНИЕ СТАЛИ X16H11M3 ДЛЯ ИЗГОТОВЛЕНИЯ НАИБОЛЕЕ НАГРУЖЕННЫХ ЭЛЕМЕНТОВ РУ БН-800 И БН-1200 ВМЕСТО СТАЛИ X18H9

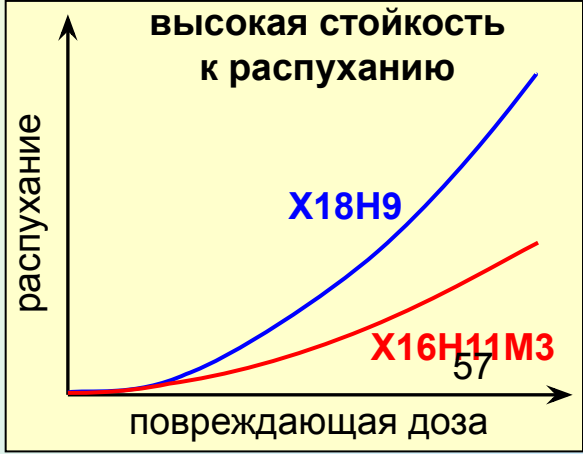
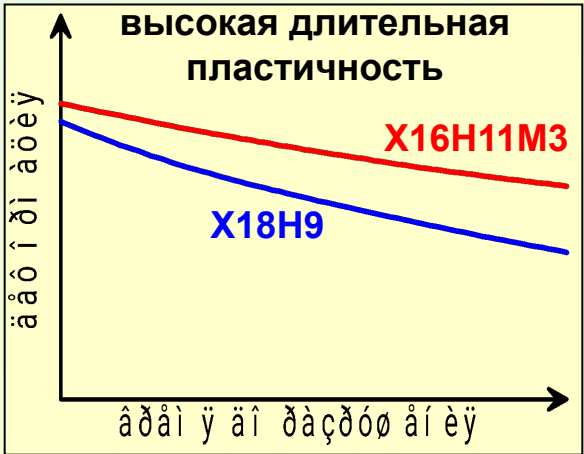
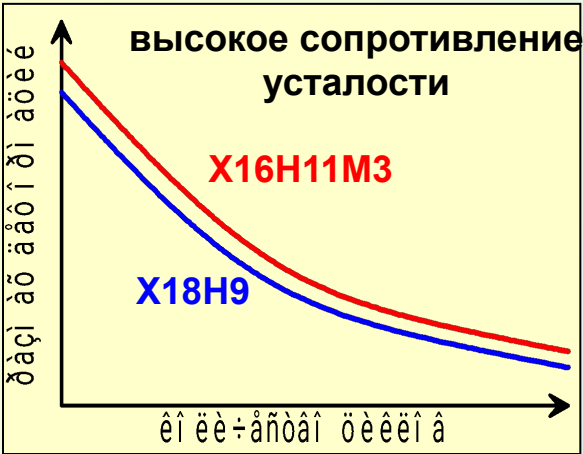
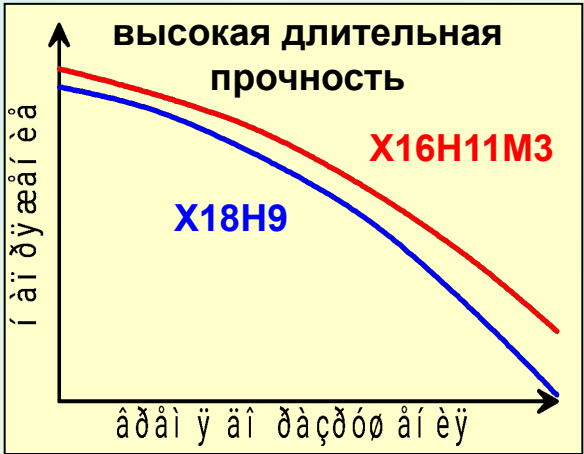
**Нагружающие факторы:**

- температура
- облучение
- распухание

**Механизмы повреждения:**

- усталость
- ползучесть
- формоизменение

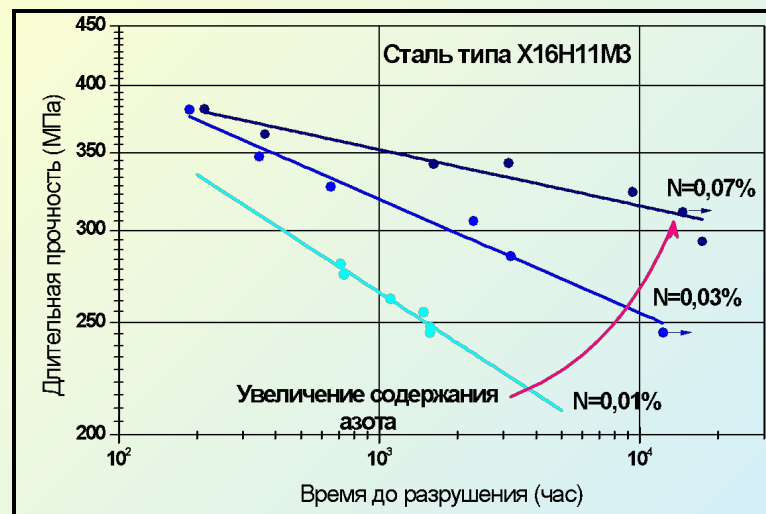
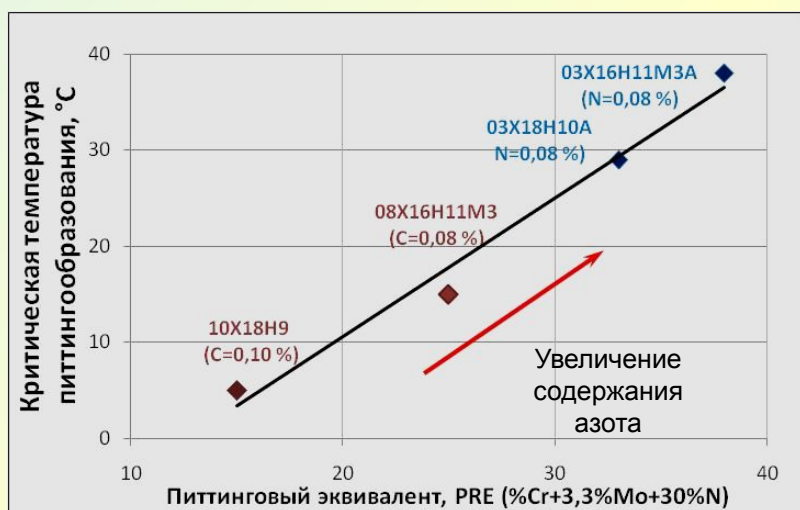
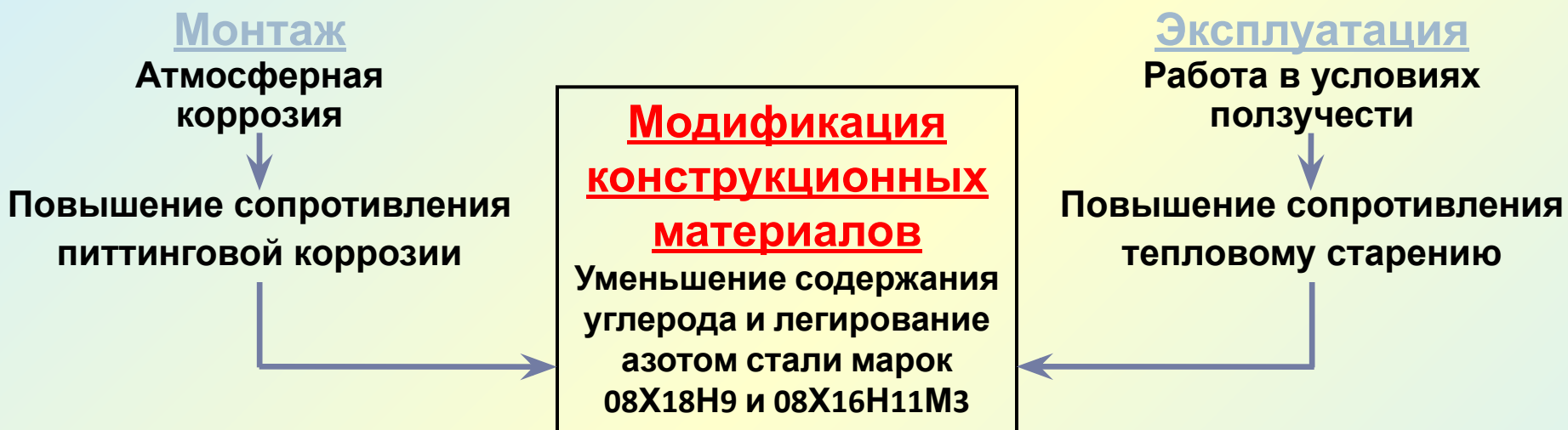
**Преимущества стали X16H11M3**



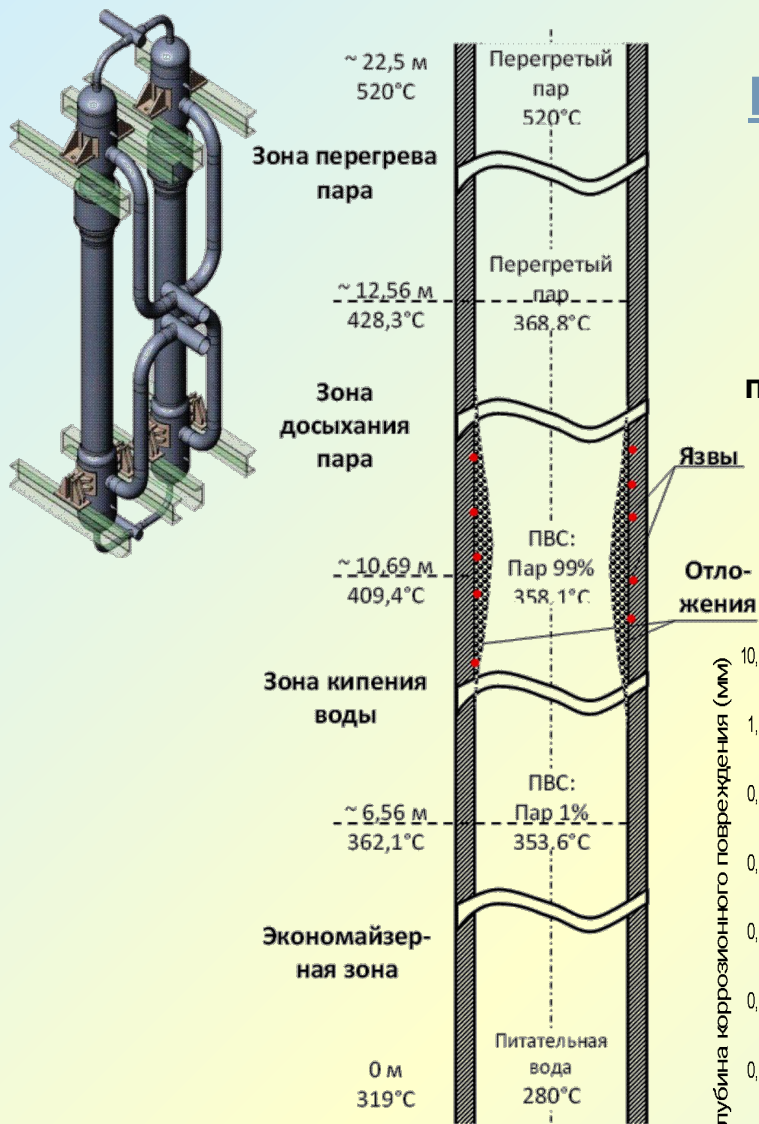
**Отсутствие необходимости термообработки после сварки**

# НОВЫЕ МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ РЕАКТОРА ТИПА БН (Этап II)

## РАЗРАБОТКА МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ РЕАКТОРА СЕРИЙНОГО ЭНЕРГБЛОКА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-1200



# РАЗРАБОТКА МАТЕРИАЛОВ ДЛЯ ПАРОГЕНЕРАТОРА ЭНЕРГБЛОКА НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ БН-1200



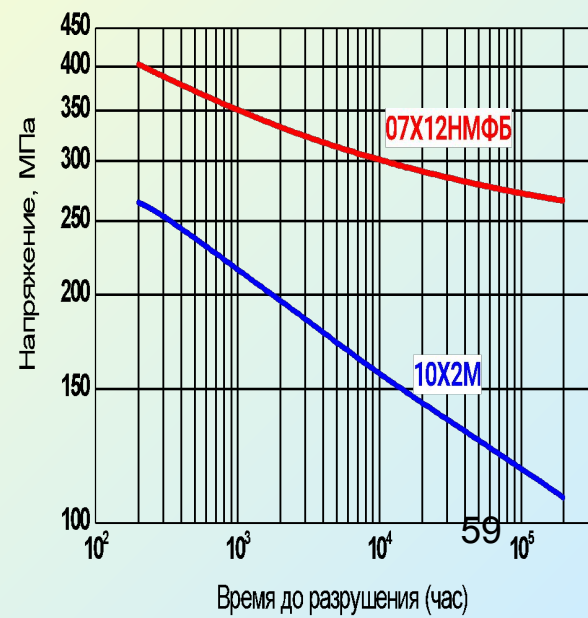
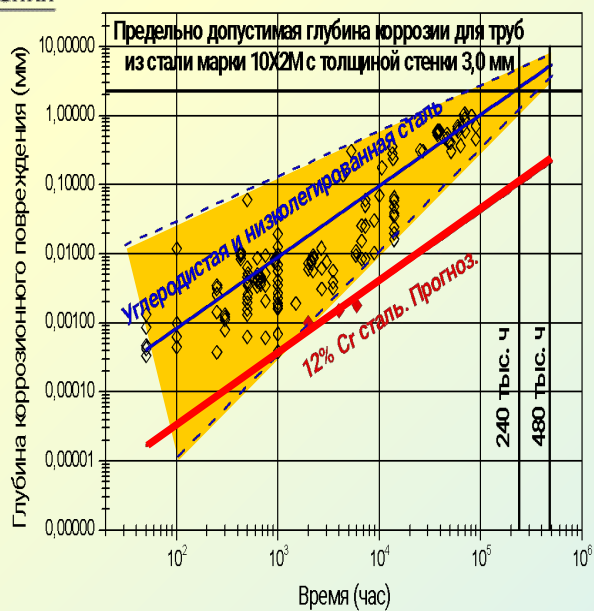
## Коррозионное повреждение

Повышение сопротивления питтинговой коррозии

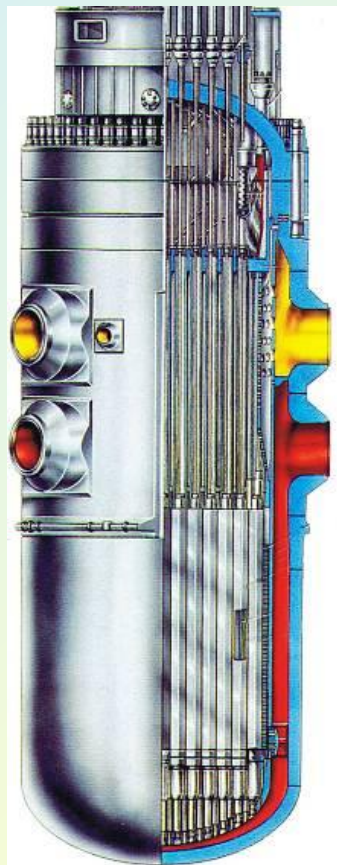
## Работа в условиях ползучести

Повышение жаропрочности

**Материал**  
Разработка новой жаропрочной 12% Cr стали марки 07X12HMФБ



# ВКУ АТОМНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР



## Внутрикорпусные устройства

### Виды эксплуатационных воздействий

1. Нейтронное облучение
2. Статические и вибрационные нагрузки
3. Коррозионное воздействие среды первого контура, активируемое продуктами радиолиза воды

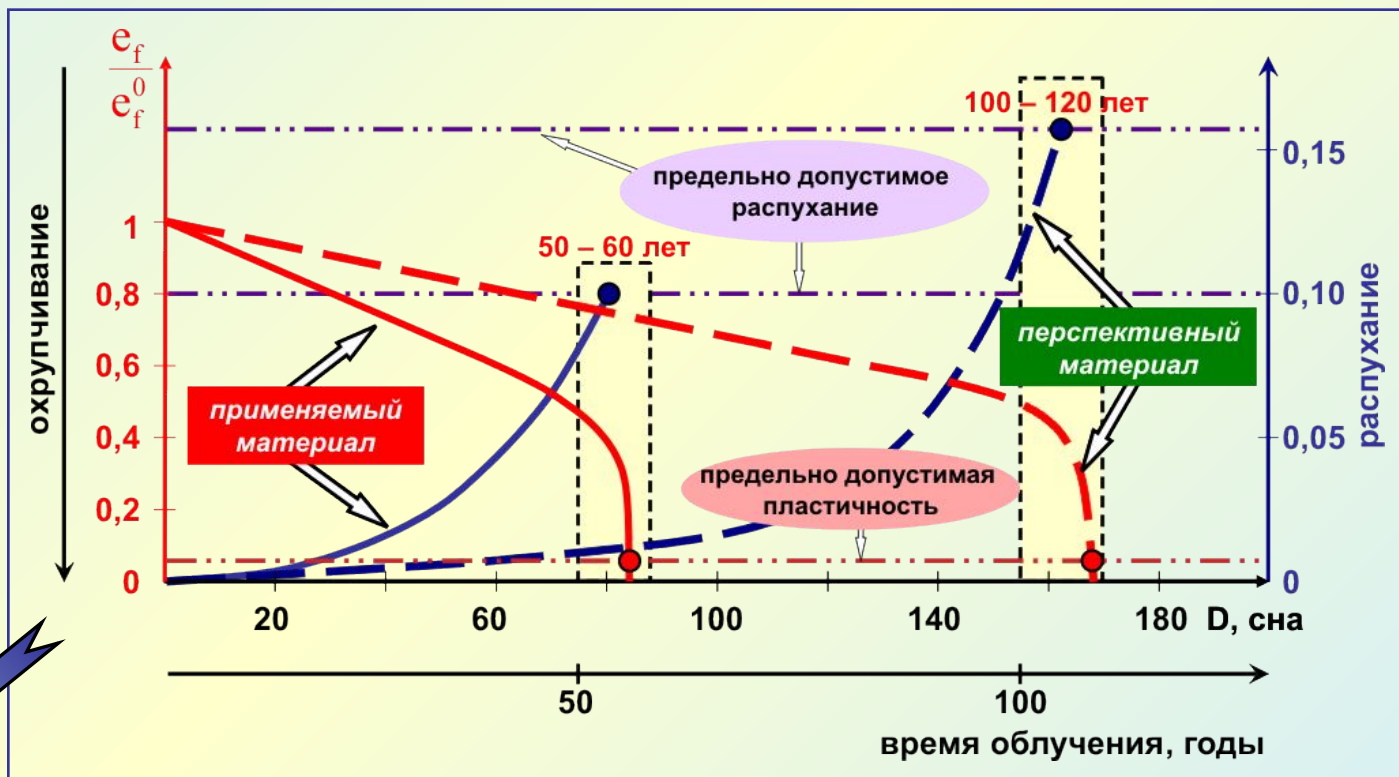
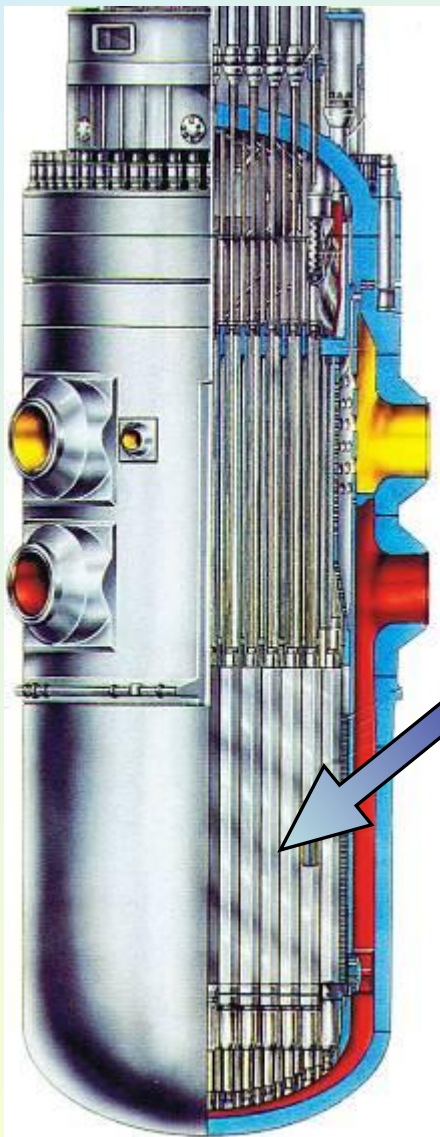
### Механизмы повреждения

1. Охрупчивание под воздействием облучения
2. Радиационное распухание
3. Ползучесть, активированная облучением
4. Коррозионное растрескивание под напряжением

### Виды возможного разрушения

1. Возникновение и развитие коррозионно-усталостных трещин
2. Низкоэнергетическое вязкое разрушение в зонах распухания

# МАТЕРИАЛЫ ДЛЯ ВНУТРИКОРПУСНЫХ УСТРОЙСТВ РЕАКТОРОВ ТИПА ВВЭР



*применяемый материал* — сталь X18H10T

*перспективный материал* — сталь с повышенным содержанием никеля с наноструктурой в виде доменов ближнего порядка

# Исследования в области высокотемпературного натрия

# Интенсивность объемного источника взвеси

Первый вариант  $I_1(m) = f_u(m) m dm/dt$

Плотность распределения массы зародышей частиц по массам

$$f_u(m) = c_u \phi_u(l) l / (3m^2)$$

Плотность распределения массы зародышей частиц по размерам

$$\phi(l) = a/l_e (l/l_e)^{a-1} \exp(-(l/l_e)^a)$$

где  $l_e$  и  $a$  – постоянные для данной дисперсной системы

$c_{и} = c_f - k_1 c_s$  - концентрация образовавшихся зародышей частиц (определяется как разность между концентрациями с критическим пересыщением и насыщенного раствора с учетом поправочного коэффициента  $k_1$ )

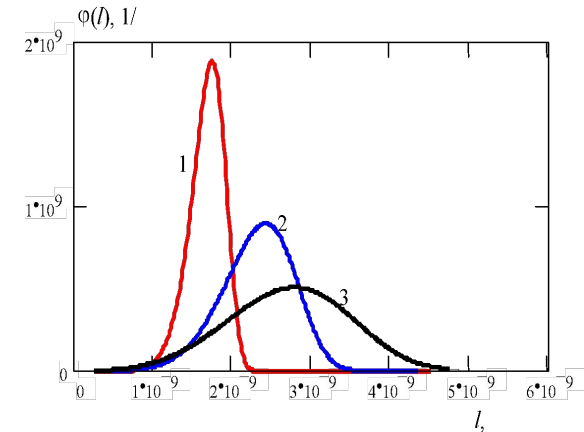
Второй вариант  $I_1(m) = J(m) dm$

Скорость образования зародышей в пересыщенной жидкости

$$J = K \exp\left(\frac{W_k}{k \cdot I}\right) \frac{16 \cdot \pi \cdot \sigma^3 \cdot M^2}{3 \cdot [\rho \cdot R \cdot T \cdot \ln(C/C_s)]^2}$$

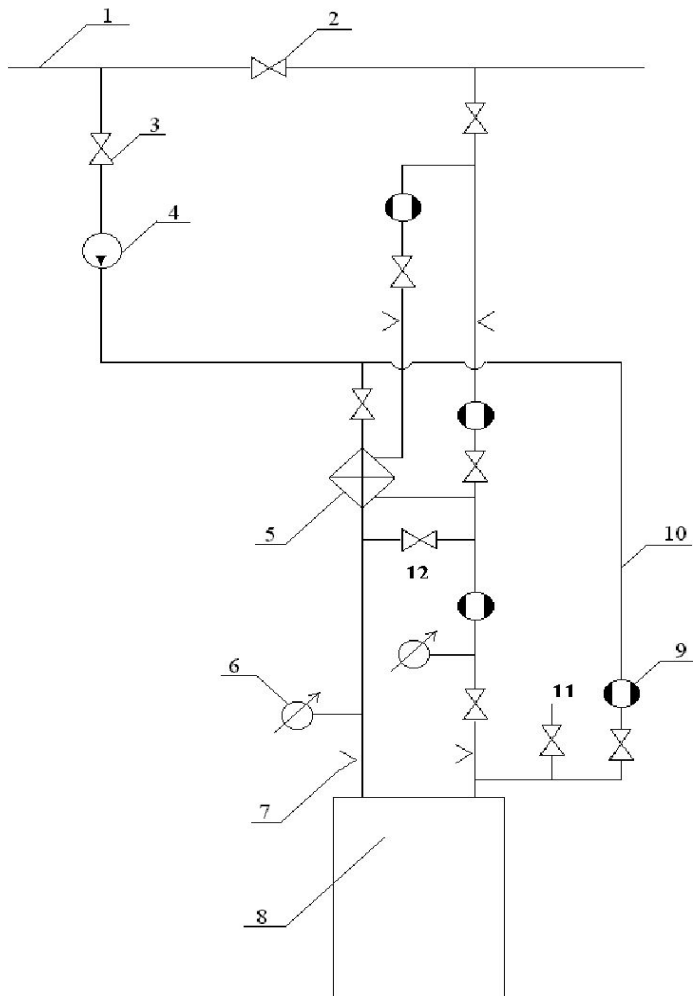
$K$  - кинетический коэффициент гомогенного зародышеобразования

$W_k$  - энергия образования сферического зародыша из



Плотности распределения исходной массы взвесей (зародышей частиц) по размерам частиц по закону Беннета для различных определяющих параметров: 1 -  $a = 9$ ,  $l_e = 1,77 \cdot 10^{-9}$  м; 2 -  $a = 6$ ,  $l_e = 2,5 \cdot 10^{-9}$  м; 3 -  $a = 4$ ,  $l_e = 3 \cdot 10^{-9}$  м

# Система очистки натрия стенда САЗ



Предлагаемая схема врезки ХЛ в стенд САЗ:

1 – трубопровод  $d_y = 80$  мм;

2 – вентиль  $d_y = 100$  мм;

3 – вентиль  $d_y = (25 \div 30)$  мм;

4 – ЭМН; 5 – рекуператор; 6 – манометр;

7 – термopара; 8 – ХЛ;

9 – магнитный расходомер;

10 – линия для промывки выходной линии ХЛ;

11 – вентиль для подсоединения системы регенерации ХЛ;

12 – линия для осуществления обратной прокачки натрия через ХЛ.