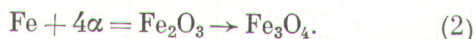


ностью частицы магнетита, образовавшегося путем восстановления наносного гематита металлом [1]:



На нержавеющей стали защитная пленка построена из ферритовых или хромоникелевых шпинелей общей формулы AB_2O_4 , где А — ионы двухвалентных металлов (Fe^{2+} , Mn^{2+} , Zn^{2+} , Ni^{2+} , . . .), а В — ионы трехвалентных металлов (Fe^{3+} , Cr^{3+} , Al^{3+} , . . .) [8]. Защитная пленка на углеродистой стали представляет собой (в зависимости от содержания кислорода в теплоносителе) либо магнетит (или магемит) в чистом виде, либо последовательно расположенные слои Fe_3O_4 — $\gamma\text{-Fe}_2\text{O}_3$ — Fe_3O_4 [1, 9]. Наносные отложения, как правило, состоят из смеси магнетита и гематита [1]. В наших условиях следовало бы ожидать в рыхлых отложениях присутствия магнетита, магемита и гематита, а в плотнофиксированных на стали 20 — магнетита и магемита. Из табл. 2 видно, что реально это предположение выполняется лишь для рыхлых отложений в деаэраторе. Наличие только $\gamma\text{-Fe}_2\text{O}_3$ в рыхлых отложениях на сборке в теплоносителе барабана-сепаратора, по-видимому, связано с тем, что сюда попадают одни продукты дегидратации лепидокрокита из теплоносителя. Учитывая, что перенос частиц с паром значительно ниже, чем с теплоносителем [10], сходство состава рыхлых отложений на нержавеющей стали в паровой фазе теплоносителя и в системе дренажа острого пара можно объяснить местным происхождением этих отложений. К сожалению, при применяемой методике отбора проб в плотнофиксированные отложения,

помимо образующих защитную пленку окислов (Fe_3O_4 и $\gamma\text{-Fe}_2\text{O}_3$), попадает металлическая поверхность, чем и объясняется присутствие в спектрах ЯГР плотнофиксированных отложений линий металлического железа (см. рисунок). Наличие гематита в плотнофиксированных отложениях может быть связано с неполным окислением Fe_3O_4 до $\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$ [1].

Таким образом, показана возможность использования ЯГР-спектроскопии для определения фазового состава соединений железа в активированных продуктах коррозии конструкционных материалов основного контура РВМК-1000. Фазовый состав окисных форм железа зависит от температуры участка контура, из которого отобраны пробы продуктов коррозии.

Поступила в Редакцию 27.III.78

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Морозова И. К. и др. Вынос и отложения продуктов коррозии реакторных материалов. М., Атомиздат, 1975.
2. Leidheiser H. e. a. «Chem. Acta», 1973, v. 45, N 1, p. 257.
3. Graham M., Cohen M. «Corrosion», 1976, v. 32, N 11, p. 432.
4. Meisel W. «Werkstoffe und Korros.», 1970, Bd 24, S. 249.
5. Meisel W. In: Proc. 5th Intern. Conf. on Mössbauer Spectroscopy. Part. I. Bratislava, 3—7 Sept. 1973, p. 200.
6. Misawa T. «Corros. Sci.», 1973, v. 13, p. 659.
7. Bonsack G. «Mitt. VGB», 1971, Bd 51, N 11, S. 61.
8. Kirsch H. «Werkstoffe und Korros.», 1971, Bd 22, N 6, S. 527.
9. Несмеянова К. А. и др. «Теплоэнергетика», 1976, № 1, с. 54.
10. Весселки А. П., Лютов М. А., Хандамиров Ю. Э. «Атомная энергия», 1968, т. 24, вып. 3, с. 219.

УДК 621.039.584

Активность радионуклидов в теплоносителе второго контура АЭС с ВВЭР-440

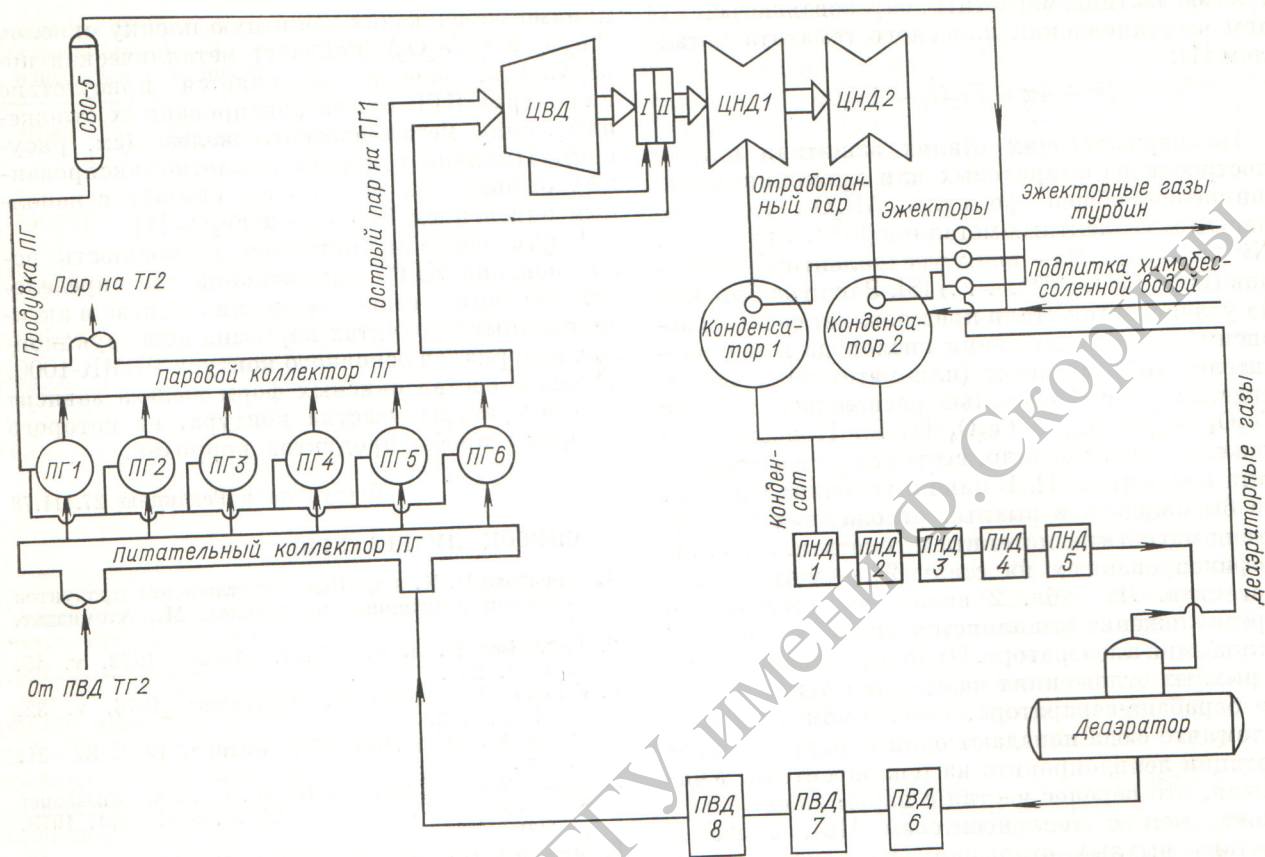
Воронин Л. М., Волков А. П., Козлов В. Ф., Лузанова Л. М., Пашевич В. И.

В связи с разработкой проектов атомных станций теплоснабжения (АСТ) и АТЭЦ определена радиационная опасность радионуклидов в воде и паре, подаваемых на турбины и бойлеры. Через различные мелкие дефекты-неплотности возможен выход радионуклидов из водного теплоносителя первого контура в воду и пар второго контура.

Нами использованы данные КАЭС, первый блок которой до января 1977 г. проработал

более трех лет, а второй блок — более двух лет. За период двух кампаний первый блок выработал 5,2 млрд. кВт·ч электроэнергии (520 эф. сут), второй блок за одну кампанию — 3,0 млрд. кВт·ч (298 эф. сут).

Серийный реактор ВВЭР-440, установленный в обоих блоках КАЭС, работает с шестью парогенераторами (ПГ), которые подают пар на два турбогенератора (ТГ). Давление «острого» насыщенного пара по второму контуру достигает



Активность радионуклидов в теплоносителе второго контура АЭС

4,7 МПа при температуре 260 °С, циркуляция воды — 2700 т/ч. Давление теплоносителя в ПГ по первому контуру составляет 12,5 МПа при средней температуре воды 282 °С.

Пройдя через цилиндр высокого (ЦВД) и два цилиндра низкого давления (ЦНД) турбогенератора (ТГ), отработанный пар поступает в конденсаторы. Конденсат после двух ступеней подогрева и деаэратора возвращается в ПГ (рисунк).

Для очистки от солей жесткости и других примесей часть воды с расходом 15—16 т/ч забирается из ПГ и направляется на продувку через установку спецводоочистки (СВО-5).

Общий объем воды второго контура составляет ~ 1250 м³, в том числе 106 м³ — в десяти подогревателях конденсата низкого давления (ПНД), 240 м³ — в двух деаэраторах, 600 м³ — в двух конденсаторах, 256 м³ — в шести парогенераторах.

Вследствие отбора пара на внутростанционные нужды (котельная), а также потерь воды

за счет постоянной утечки через неплотности второго контура и шкафа пробоотбора воды, выброса пара через дренажи баков расширительных, эжекторы циркуляционной системы и различных предохранительных клапанов избыточного давления ведется непрерывная подпитка второго контура (через конденсатор) химически обессоленной водой в объеме ~ 20 т/ч. Половину этих потерь составляют потери по пару, расходуемому на технологические нужды.

Таким образом, постоянная кратности обмена воды второго контура равна $20/1250 = 1,6 \cdot 10^{-2} \text{ ч}^{-1}$. В результате безвозвратной потери воды и восполнения свежей водой коэффициент n_1 , характеризующий очистку воды от негазообразных радионуклидов, составит половину этого значения, т. е.

$$n_1 \approx 0,8 \cdot 10^{-2} \text{ ч}^{-1}.$$

Дополнительная очистка от радионуклидов, попавших во второй контур, происходит на ионообменных фильтрах СВО-5. При полном улавливании радионуклидов этими фильтрами

постоянная очистки n_2 будет $15/1250 = 1,2 \cdot 10^{-2} \text{ ч}^{-1}$.

Если внести поправку на измеренную эффективность улавливания ^{131}I и ^{133}I , попадающих в воду второго контура наряду с радиоактивными газами, то n_2 уменьшится до $0,7 \cdot 10^{-2} \text{ ч}^{-1}$. Газообразные радионуклиды фильтрами СВО-5 не задерживаются.

Накопление и равновесное содержание радионуклида в воде второго контура можно описать уравнением:

$$dQ/dt = gA - (\lambda + \lambda_{\text{ун}} + n_1 + n_2)Q, \quad (1)$$

где Q — активность в воде второго контура, Ки; A — концентрация в воде первого контура, Ки/л; g — скорость протечки воды первого контура во второй, л/ч; λ , $\lambda_{\text{ун}}$ — постоянные распада и уноса с паром. Осаждением ^{131}I , ^{133}I на поверхностях и оборудовании второго контура можно пренебречь ввиду низкого значения постоянной их сорбции. Решение этого уравнения дано в виде

$$Q = (gA/\lambda + \lambda_{\text{ун}} + n_1 + n_2) \times [1 - \exp - (\lambda + \lambda_{\text{ун}} + n_1 + n_2) t]. \quad (2)$$

В установившемся режиме при неизменных протечке первого и подпитке второго контуров упрощается уравнение (2):

$$Q = gA/\lambda + \lambda_{\text{ун}} + n_1 + n_2. \quad (3)$$

В последнем соотношении искомой является g — значение протечки воды из первого во

второй контур. Остальные параметры контролируются в процессе эксплуатации АЭС и даны с некоторой погрешностью.

В табл. 1 представлены усредненные значения концентрации некоторых радионуклидов в воде первого контура обоих блоков КАЭС. Усреднение проведено за трехмесячный интервал, предшествующий остановке на перегрузку топлива и планово-предупредительному ремонту (ПНР), т. е. к концу кампании каждого блока. Для второго контура приведен радионуклидный состав котловой воды ПГ. Удельная активность сухого остатка пробы этой воды обычно $< 4 \cdot 10^{-10}$ Ки/л — предела чувствительности применяемого метода измерения пробы. Неполнота данных по второму контуру объясняется низким уровнем активности и трудностью спектрометрического анализа при этом уровне.

Из данных табл. 1 видно, что активность воды первого контура определяется в основном газами, ^{24}Na , ^{42}K , ^{18}F , $^{131-135}\text{I}$, по второму контуру — ^{131}I и ^{133}I . Эти же данные свидетельствуют о том, что число твэлов с негерметичными оболочками не превышает 5% допустимого значения (Воронин Л. М., Волков А. П., Козлов В. Ф. «Атомная энергия», 1976, т. 41, вып. 4, с. 235).

В процессе генерации пара газы полностью уносятся из воды, а иод остается в ней на 99%. Ушедший с паром иод возвращается в контур при конденсации пара, кроме той части, которая уносится с безвозвратным паром.

Усредненные значения измеренных концентраций некоторых радионуклидов в воде первого и второго блоков КАЭС, Ки/л

Таблица 1

Радионуклид	Первый блок		Второй блок	
	Первый контур	Котловая вода ПГ	Первый контур	Котловая вода ПГ
^{24}Na	$5,9 \cdot 10^{-5}$	Менее $1 \cdot 10^{-12}$	$1,6 \cdot 10^{-5}$	Менее $1 \cdot 10^{-12}$
^{42}K	$7,6 \cdot 10^{-6}$		$1,2 \cdot 10^{-6}$	
^{18}F	$5,6 \cdot 10^{-6}$	» »	$1,0 \cdot 10^{-6}$	» »
^{131}I	$6,1 \cdot 10^{-6}$	$5,2 \cdot 10^{-11}$	$5,0 \cdot 10^{-5}$	$8,9 \cdot 10^{-11}$
^{133}I	$3,3 \cdot 10^{-5}$	$4,4 \cdot 10^{-11}$	$1,5 \cdot 10^{-4}$	$8,1 \cdot 10^{-11}$
^{135}I	$2,9 \cdot 10^{-5}$	—	$1,1 \cdot 10^{-4}$	—
$^{85\text{m}}\text{Kr}$	$2,0 \cdot 10^{-5}$	Не обнаружена	$9,0 \cdot 10^{-5}$	Не обнаружена
^{88}Kr	$3,0 \cdot 10^{-5}$		То же	
^{133}Xe	$2,8 \cdot 10^{-4}$	» »	$2,1 \cdot 10^{-3}$	» »
^{135}Xe	$1,8 \cdot 10^{-4}$	» »	$6,4 \cdot 10^{-4}$	» »
Суммарная активность газов	$5,1 \cdot 10^{-4}$	» »	$2,8 \cdot 10^{-3}$	» »

Примечания. 1. По данным дозиметрического контроля, суммарная активность газов на выбросе эжекторов турбин в среднем меньше $5 \cdot 10^{-10}$ Ки/л, но иногда повышается до $2 \cdot 10^{-9}$ Ки/л.
2. По данным радиометрии средняя суммарная активность сухого остатка котловой воды ПГ примерно в 4,1 раза меньше активности ^{131}I или ^{133}I .

В схеме КАЭС безвозвратные потери воды по пару составляют $\sim 10,0$ т/ч главным образом за счет потребления котельной (6,0 т/ч), предохранительных клапанов (1,6 т/ч), эжекторов турбин (2 т/ч) и циркуляционной системы (0,4 т/ч). Тогда постоянная уноса для ^{131}I и ^{133}I из воды $\lambda_{\text{ун}}$ будет $10,0 \cdot 10^{-5} \text{ ч}^{-1}$, т. е. $\lambda_{\text{ун}} \ll \ll \lambda$, n_1 , n_2 и в дальнейших расчетах $\lambda_{\text{ун}}$ для изотопов йода можно пренебречь.

Расчетные значения протечки $g_{1,2}$ первого и второго блоков (г/ч), выполненные с учетом сделанных допущений, представлены в табл. 2, из которой видно, что протечки, оцененные по активности ^{131}I и ^{133}I в воде первого и второго контуров, лежат в диапазоне $(7 \div 41) \pm 12$ г/ч и составляют в среднем $19 \pm 63\%$ г/ч.

Для оценки протечки по приведенной в табл. 1 сумме активностей газов в воде первого контура и в газозооной смеси эжекторов турбин примем, что у газов $n_2 = 0$. Постоянная уноса для газов должна быть значительно больше n_1 , так как газы полностью выходят из воды в пар, но в отличие от йода не возвращаются в воду при конденсировании пара. Производительность каждого ПГ по пару составляет ~ 450 т/ч, а для блока в целом — 2700 т/ч. Отсюда постоянная уноса газов из воды $\lambda_{\text{ун}} = 2700/1250 \approx 2,2 \text{ ч}^{-1}$.

Таким образом, активность газа в воде второго контура будет крайне низкой, и поскольку λ намного меньше $\lambda_{\text{ун}}$, она будет по уравнению (3) определяться выражением $Q = gA/\lambda_{\text{ун}}$. Тогда скорость поступления газов в пар есть произведение $Q\lambda_{\text{ун}} = gA$, т. е. целиком определяется скоростью протечки g .

Первоначальная концентрация газов в паровом объеме ПГ и остром паре, подаваемом на ТГ (давление 4,5 МПа, удельный объем $v = 0,045 \text{ м}^3/\text{кг}$), может быть получена по соотношению

$$Q/M = gA/M\lambda_{\text{ун}}, \quad (4)$$

где $M = V/v$ — масса острого пара, $V = 190 \text{ м}^3$ — суммарный паровой объем всех ПГ

Расчетные значения протечки первого/ g_1 / и второго/ g_2 / блоков, г/ч

Таблица 2

Радионуклид	λ	n_1	n_2	g_1	g_2
^{131}I	$3,6 \cdot 10^{-3}$	$0,8 \cdot 10^{-2}$	$0,7 \cdot 10^{-2}$	41	12
^{133}I	$3,3 \cdot 10^{-2}$	$0,8 \cdot 10^{-2}$	$0,7 \cdot 10^{-2}$	17	7
Среднее значение				29	9,5

и шести подводющих к ТГ паропроводов ($V_{\text{ПГ}} = 25 \text{ м}^3 \cdot 6 = 150 \text{ м}^3$; $V_{\text{ПП}} = 6,8 \text{ м}^3 \cdot 6 = 40 \text{ м}^3$; $- = 190/0,045 = 4 \cdot 10^3 \text{ кг}$).

После прохода через ТГ пар от турбины попадает в конденсаторы (740 т/ч), где содержащиеся в нем газы выделяются и уносятся эжекторами турбин. Этими эжекторами отсасываются также и газы из деаэратора, в который поступает около 1000 т/ч конденсатной воды. Прирост с 740 до 1000 т/ч связан с поступлением в деаэратор конденсата пара от ПНД и других источников. Остальная часть пара (350 т/ч) расходуется на ПВД и другие нужды.

Из общей массы острого пара (1350 т/ч), направляемого от ПГ на каждую турбину, по крайней мере из 1000 т/ч все выделяющиеся газы отсасываются эжекторами турбин и направляются на выхлоп, где концентрация их измеряется радиометром. Таким образом, поступление радиоактивных газов в объем, контролируемый радиометром активности эжекторных газов, составит не менее $1000/1350 \cdot gA \approx 0,75gA$. Скорость отсоса газозооной смеси, находящейся при нормальном давлении, эжектором турбины составляет 30—40 кг/ч, т. е. в среднем $35 \text{ м}^3/\text{ч}$.

Если принять объем V , контролируемый в трубе Ду-200 радиометром эжекторных газов, равным $2\pi \cdot (0,1)^2 \approx 6,3 \cdot 10^{-2} \text{ м}^3$, то постоянная газообмена этого объема n_3 будет $35/6,3 \cdot 10^{-2} \approx 5,5 \cdot 10^3 \text{ ч}^{-1}$. Тогда по уравнению (3) равновесная концентрация K в измерительном объеме составит $K = 0,75gA/n_3V$.

Отсюда вычислим протечку ПГ каждого блока по соотношению

$$g = Kn_3V/0,75A. \quad (5)$$

Используя данные табл. 1 для первого блока, получим, что

$$g_1 = 5 \cdot 10^{-10} \cdot 5,5 \cdot 10^3 \cdot 63/0,75 \cdot 5, \\ 1 \cdot 10^{-4} \approx 5,10^{-2} \text{ л/ч}$$

то же для второго блока:

$$g_2 = 5 \cdot 10^{-10} \cdot 5,5 \cdot 10^3 \cdot 63/0,75 \cdot 2,8 \cdot 10^{-3} \approx \\ \approx 1 \cdot 10^{-2} \text{ л/ч}$$

Как видно из этих расчетов, протечки воды через неплотности ПГ лежат в пределах 10—50 г/ч, т. е. в среднем близки к оценке, сделанной по активности ^{131}I и ^{133}I . Погрешность расчетов по газам, очевидно, большая, чем по активности указанных радионуклидов, потому что газы могут теряться из второго контура через его неплотности. Не менее существенно трудноучитываемое разбавление радиоактивных газов нерадиоактивными, содержащимися в пи-

тательной воде и отсасываемых эжекторами турбин из пара и деаэратора вместе с радиоактивными газами.

По данным радиометрического контроля, на первом блоке (вторая кампания) активность воды второго контура по сухому остатку повышалась до $2 \cdot 10^{-9}$ Ки/л (т. е. в 100 раз) в 26 случаях из 5400 измерений. На втором блоке (первая кампания) таких случаев было ~ 40 .

Неоднократно наблюдаемое повышение активности эжекторных газов до $2 \cdot 10^{-9}$ Ки/л равносильно увеличению протечки, контролируемой по газам, в четыре раза против расчетных значений, т. е. $5 \cdot 10^{-2} \cdot 4 \approx 0,2$ л/ч, а с учетом присосов воздуха и других погрешностей — до 1 л/ч.

При концентрации эжекторных газов $5 \cdot 10^{-8}$ Ки/л, т. е. при протечке, в 100 раз превышающей обычную, значение $g = 19 \cdot 100 \approx 1,9$ л/ч может сравниться с неорганизованной протечкой первого контура.

Вероятность появления такой протечки в период двух кампаний 1975—1976 гг. составляла $1,2 \cdot 10^{-1}$ (реакторо-эф.сут) $^{-1}$ или

$1,2 \cdot 10^{-8}$ (кВт·ч) $^{-1}$ выработанной электроэнергии. По данным двух последних кампаний 1976—1977 гг., вероятность такой протечки не превышает $1,6 \cdot 10^{-2}$ (реакторо-эф.сут) $^{-1}$ или $1,6 \cdot 10^{-9}$ (кВт·ч) $^{-1}$ выработанной электроэнергии.

Выводы. Анализ приведенных значений концентраций некоторых радионуклидов, измеренных в воде первого и второго контуров, свидетельствует о наличии постоянной протечки воды из первого во второй контур, равной в среднем 19 ± 12 г/ч при перепаде давлений между контурами $\sim 7,0$ МПа.

С вероятностью $1,2 \cdot 10^{-1}$ — $1,6 \cdot 10^{-2}$ (реакторо-эф.сут) $^{-1}$ или $1,2 \cdot 10^{-8}$ — $1,6 \cdot 10^{-9}$ (кВт·ч) $^{-1}$ выработанной электроэнергии эта протечка может кратковременно возрастать в сто раз и достигать значения ~ 1 л/ч.

Полученные данные могут быть использованы для анализа радиационных последствий таких протечек при различных схемах передачи тепла АСТ и АТЭЦ потребителям.

Поступила в Редакцию 30.IX.78

УДК 539.173.84

Измерение сечений деления ^{240}Pu и ^{242}Pu относительно сечения деления ^{235}U в диапазоне энергии нейтронов 0,127—7,4 МэВ

КУПРИЯНОВ В. М., ФУРСОВ Б. И., МАСЛЕННИКОВ Б. К., СУРИН В. М., СМИРЕНКИН Г. Н.

Настоящая статья продолжает цикл работ по изучению сечений деления быстрыми нейтронами ряда изотопов урана и плутония. Метод исследования и основные детали экспериментального подхода подробно описаны в работах [1—3]. Предварительная информация представлена в работе [4].

Измерения проводили на электростатических ускорителях с использованием в качестве источников нейтронов реакций ${}^7\text{Li}(p, n){}^7\text{Be}$ ($E_n = 0,127 \div 0,342$ МэВ), $\text{T}(p, n){}^3\text{He}$ (0,313—3,4 МэВ) и $\text{D}(d, n){}^3\text{He}$ (3,6—7,4 МэВ). Использовали детектор, состоящий из двух сдвоенных камер [1], что позволило изучить отношения сечений деления $^{240}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ и $^{242}\text{Pu}/^{235}\text{U}$ одновременно.

Работа проводилась в два этапа. На первом изучали энергетическую зависимость отношений сечений деления, экспериментально измеряли компоненты нейтронного фона. Использовали

слои из окислов урана и плутония с изотопической чистотой 99,49% ^{240}Pu ; 99,92% ^{242}Pu и 99,9955% ^{235}U , нанесенные на тонкие (0,07—0,1 мм) платиновые или алюминиевые подложки.

Большое внимание уделяли корректному учету спонтанных делений ^{240}Pu и ^{242}Pu , что связано с резким уменьшением вынужденного деления в области энергии нейтронов ниже порога. Интенсивность спонтанного деления ^{240}Pu и ^{242}Pu достигала соответственно 28 и 58% полного числа делений при $E_n = 0,127$ МэВ и не превосходила 0,6—1% для $E_n > 1,2$ МэВ, за исключением диапазона 3,6—4,2 МэВ, где она составила 2,5—6%. Компоненты нейтронного фона измеряли так же, как описано в работе [1].

Поправка, связанная с учетом фона экспериментального зала, составила 0,6—0,8% в области порога, слабо зависела от энергии и не превышала 0,4% при $E_n \geq 1$ МэВ. Поправка,