

УДК 621.039.84

ИЗГОТОВЛЕНИЕ ИСТОЧНИКА ИОНИЗИРУЮЩЕГО ИЗЛУЧЕНИЯ ИРИДИЙ-192 ДЛЯ НЕРАЗРУШАЮЩЕГО КОНТРОЛЯ

© 2021 г. У. Т. Ашрапов^{a, *}, С. С. Хужаев^a, И. И. Садиков^a, М. Ю. Ташметов^a, Ю. А. Исаев^b^aИнститут ядерной физики Академии наук Республики Узбекистан, Республика Узбекистан^bУзбекистанское Общество неразрушающего контроля, Республика Узбекистан

*E-mail: ashrapov@inp.uz

Поступила в редакцию 20.11.2020 г.

После доработки 25.11.2020 г.

Принята к публикации 27.11.2020 г.

При проведении исследований найдены оптимальные режимы облучения металлических дисков природного иридия тепловыми нейтронами реактора ВВР-СМ и получен радионуклид ^{192}Ir с высокой удельной активностью (до 250 Ки/г). Для определения плотности потока тепловых нейтронов и их распределения вдоль вертикального канала был использован термoneйтронный датчик ТНД-2.0 и мониторы ^{59}Co в форме диска – фольги ($\varnothing = 3.0$ мм, $h = 0.2$ мм, $m = 3.0$ мг), содержащие сплав $\text{Al}-^{59}\text{Co}$ (0.01%). Максимальные значения разности потенциалов и плотностей потоков тепловых нейтронов наблюдаются на расстоянии 35–45 см вниз от верхней точки вертикального канала (или 35–45 см вниз от верхней точки головки ТВС ИРТ-4М). Наблюдаемые высокие значения кадмиевых отношений показывает, что нейтронная активация природного иридия в основном происходит за счет тепловых нейтронов. При увеличении толщины иридиевого диска уменьшается выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir . Упаковки дисков природного иридия были облучены тепловыми нейтронами в вертикальном канале реактора, радиохимическим способом переработаны и изготовлены источники ионизирующего излучения ^{192}Ir активностью 50–120 Ки, которые были проверены на герметичность иммерсионным методом. Проведенный с источником ^{192}Ir неразрушающий контроль качества сварки тест образца металлической трубы диаметром 219.0 мм, толщиной стенки 8.0 мм со сварным швом через две стенки показал хороший результат и полученные гамма-графические снимки по чувствительности и качеству соответствовали требованиям ГОСТ-7512-82 “Контроль неразрушающий. Соединения сварные” (Россия) и ASME (США). Источники ^{192}Ir с гамма-дефектоскопами Гаммарид-192/120М были использованы для неразрушающего контроля качества сварных швов трубопроводов на строительных объектах Талимарджанской ТЭС, Тахияташской ТЭС и Кандымского газоперерабатывающего завода Республики Узбекистан.

Ключевые слова: ядерный реактор, тепловые нейтроны, природный иридий, радионуклид иридий-192, источник ионизирующего излучения, гамма-дефектоскоп, радиационная головка, неразрушающий контроль

DOI: 10.56304/S207956292006007X

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время для радиографического метода неразрушающего контроля используются источники ионизирующего излучения на основе радионуклидов ^{75}Se , ^{60}Co , ^{170}Tm , ^{192}Ir .

Источник ионизирующего излучения ^{75}Se с гамма-энергией $E_\gamma = 100\text{--}400$ кэВ и периодом полураспада $T_{1/2} = 119.8$ сут используется для неразрушающего контроля (НК) сварных швов при просвечивании более тонких материалов (2.5–3.0 мм) [1]. Источник ионизирующего излучения ^{170}Tm β -излучатель с периодом полураспада $T_{1/2} = 128.6$ сут используется для НК в портативных рентгеновских установках. Источник иони-

зирующего излучения ^{60}Co имеющий жесткую гамма-энергию $E_\gamma = 1.1732$ МэВ и $E_\gamma = 1.3325$ МэВ и период полураспада $T_{1/2} = 5.2$ г. очень редко используются для НК сварных швов толстостенных материалов (>70 мм), т.к. трудно обеспечить радиационную защиту персонала от гамма-радиации.

Для неразрушающего контроля изделий с различной технологией изготовления толщиной от 12 до 70 мм наиболее широко применяются гамма-радиографы Delta-880, Sigma-880 (США) и гамма-дефектоскопы Гаммарид 2010, УНИГАМ (Россия), Гаммарид-192/120М, которые комплектуются источником ионизирующего излучения ^{192}Ir активностью 50–120 Ки, гамма-энергией

$E_\gamma = 0.296\text{--}0.612$ МэВ и периодом полураспада $T_{1/2} = 74.2$ сут.

В настоящее время актуальным является изготовление импортозамещающих герметичных источников ионизирующего излучения ^{192}Ir активностью 50–120 Ки, их комплектации с гамма-дефектоскопами Гаммарид-192/120М, а также утилизация отработавших срок службы источников ^{192}Ir .

Цель работы — исследование облучения тепловыми нейтронами металлических дисков природного иридия в реакторе ВВР-СМ и оптимизация режима облучения, получение радионуклида ^{192}Ir с высокой удельной активностью, изготовление герметичных источников ионизирующего излучения ^{192}Ir активностью 50–120 Кюри, их комплектация с гамма-дефектоскопами Гаммарид-102/120М и проведение НК качества сварных швов трубопроводов.

Для получения на реакторе радионуклида ^{192}Ir с удельной активностью от 125 до 250 Ки/г (4–8 Ки ^{192}Ir на диск) были проведены исследования по определению распределения плотности потоков тепловых нейтронов вдоль вертикальных каналов реактора ВВР-СМ, влияния толщины металлического диска природного иридия на выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir , изучению кадмиевых отношений радионуклида ^{192}Ir , определению оптимальных режимов облучения тепловыми нейтронами упаковок иридиевых дисков в вертикальных каналах, проведены работы по облучению нейтронами упаковок иридиевых дисков в вертикальных каналах реактора и изготовлению герметичных источников ^{192}Ir активностью 50–120 Ки, проведена комплектация источников ^{192}Ir с гамма-дефектоскопами Гаммарид-192/120М.

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЯ

Для изучения распределения плотности потока тепловых нейтронов вдоль вертикальных каналов использовали термoneйтронный датчик ТНД-2.0, который работает в диапазоне от $5 \cdot 10^{12}$ до $5 \cdot 10^{14}$ нейтронов/см² с в газовых средах и в воде [2]. Принцип работы ТНД-2.0 заключается на воздействие нейтронов на чувствительный элемент нейтронного датчика, в состав которого входит делящийся под действием нейтронов материал уран-никелевый сплав и дифференциальные термопары (сплав хромель и алюмель) и при воздействие нейтронов на чувствительный элемент ТНД-2.0 происходит преобразование энергии ядерных реакций деления в тепловую энергию, часть которой с помощью дифференциальных термопар, находящихся в тепловом контакте с чувствитель-

ным элементом, преобразуется в электрическую энергию измеряемую потенциометром.

На алюминиевую штангу длиной 6.0 м крепили первичный прибор термoneйтронный датчик ТНД-2.0, который соединяли со вторичным прибором потенциометр Р-4833, установленным на защитной крышке реактора, затем штангу опускали до верхней точки вертикального канала и на мощности реактора 300 кВт измеряли разность потенциалов. Далее штангу опускали вниз вертикального канала на 5 см и снова измеряли разность потенциалов. Процедуру повторяли до тех пор, пока не достигали дна вертикального канала.

Обычно в реакторах с малой мощностью (включая реактор ВВР-СМ) для измерения плотности потока тепловых нейтронов используют мониторы ^{24}Na , ^{55}Mn , ^{59}Co , ^{63}Cu , ^{65}Cu , ^{98}Mo , ^{113}In , ^{115}In , ^{164}Dy , ^{197}Au [3]. Для определения плотности потока тепловых нейтронов были использованы мониторы сопровождения (детектор) ^{59}Co в форме металлического диска (фольга) из сплава кобальта с алюминием с содержанием ^{59}Co (0.01%) диаметром 3.0 мм и толщиной $4.4 \cdot 10^{-6}$ ядер/см², массой 2.9–3.9 мг с кадмиевыми экранами двух типов СЕ-1 (толщина 0.5 мм) и СЕ-2 (толщина 1.0 мм) [4]. Для определения плотности потока тепловых нейтронов в вертикальных каналах облучали мониторы ^{59}Co на максимальной точке разности потенциалов, измеренной ТНД-2.0, облучение проводили в течении 30 мин, после выдерживания в течение 3–4 сут измеряли активность радионуклида ^{60}Co и далее вычисляли плотность потока тепловых нейтронов в измеренной точке. Наведенную активность радионуклида ^{60}Co в кобальтовом мониторе измеряли на многоканальном гамма-спектрометре СУ-01П с Ge-Li детектором ДГДК-100 с программным обеспечением “Aspekt, Angamma” по гамма-энергии ^{60}Co $E_\gamma = 1332.5$ кэВ и определяли активность монитора. Эффективность детектора многоканального гамма-спектрометра определяли с помощью эталонного источника ^{60}Co из комплекта эталонных спектрометрических источников гамма-излучения (ОСГИ).

Активность эталона ^{60}Co определяли по формуле:

$$A = A_0 e^{-\lambda t}, \quad (1)$$

где A_0 — первоначальная активность эталона по паспорту, Бк; $\lambda = \frac{0.693}{T_{1/2}}$; t — время распада ^{60}Co , с; $T_{1/2}$ — период полураспада ^{60}Co , с.

Эффективность регистрации детектора гамма-излучения ^{60}Co определяли по формуле:

$$E_{\text{эфф}} = \frac{N}{A}, \quad (2)$$

где N — интенсивность гамма-излучения эталона ^{60}Co , имп/с; A — активность эталона, Бк.

Плотность потока тепловых нейтронов определяли по формуле:

$$\Phi = \frac{MA}{0.6mE_{\text{эфф}}\sigma\theta(1 - e^{-\lambda t_1})(e^{-\lambda t})}, \quad (3)$$

где Φ — плотность потока тепловых нейтронов, нейтронов/см² с; M — атомный вес природного кобальта ^{59}Co ; A — интенсивность излучения монитора ^{60}Co , имп/с; m — масса монитора, г; $E_{\text{эфф}}$ — эффективность регистрации детектора гамма-излучения монитора ^{60}Co ; σ — сечение активации ^{60}Co , бн; θ — коэффициент равный единице; t_1 — время облучения монитора, ч; t — время задержки детектора, ч.

Для определения кадмиевых отношений радионуклида ^{192}Ir , металлические диски природного иридия, завернутые в кадмиевый чехол и без кадмиевого чехла облучали нейтронами в вертикальном канале реактора, затем определяли активность ^{192}Ir с кадмиевым чехлом и без кадмиевого чехла. Детектор из иридия, завернутый в кадмиевый чехол, плохо активируются тепловыми нейтронами, т.к. кадмий поглощает практически все тепловые нейтроны (сечение поглощения тепловых нейтронов кадмием составляет 2450 бн). Детектор из иридия без кадмиевого чехла активируется и резонансными и тепловыми нейтронами. Кадмиевое отношение рассчитывали по формуле [5]:

$$R_{\text{Cd}} = \frac{A}{A_p}, \quad (4)$$

где R_{Cd} — кадмиевое отношение; A — активность детектора без кадмия; A_p — активность детектора с кадмием.

Активность источника ионизирующего излучения ^{192}Ir определяли методом измерения мощности экспозиционной дозы (МЭД) гамма-излучения на расстоянии 1.0 м от источника и на расстоянии 50 мм от поверхности радиационной головки с заряженным источником ^{192}Ir дозиметром “CONTAMAT” FHT 111M, Target Identifier, ДП-5, ДКС-04.

Для проверки герметичности источника ^{192}Ir использовали радиометрический иммерсионный метод [6]. Источник ^{192}Ir помещали в водный раствор 8% H_3PO_4 и выдерживали в течении 1 ч при комнатной температуре. Далее измеряли активность кислотной вытяжки на гамма-бета спектрометре “РАДЭК” МКГБ-01 (Россия).

Активность кислотной вытяжки просчитывали по формуле:

$$A = A_k N_1 / N_2, \quad (5)$$

где A_k — активность контрольного раствора с радионуклидом ^{192}Ir ; N_1 — скорость счета от кислотной вытяжки; N_2 — скорость счета от контрольного раствора.

При герметичности источника ^{192}Ir активность кислотной вытяжки не должна превышать 185 Бк (~5 нКи) по ISO 9978:1992 (Е) [7] и ГОСТ Р 51919–2002 (ГОСТ 7512–82) [8].

Для проведения НК качества сварки тест-образца использовали металлическую трубу диаметром $\varnothing = 219.0$ мм и толщиной стенки $S = 8.0$ мм. Гамма-графический контроль проводили через две стенки трубы с использованием рентгеновской пленки “Kodak Industrex” AA-400, свинцовых экранов толщиной 0.1 мм, маркировочных знаков набора №№ 2 и 6, канавочных эталонов чувствительности номер № 2 по ГОСТ 7512–82 [8]. Для измерения МЭД гамма-излучения радионуклида ^{192}Ir и дозиметрического контроля были использованы индивидуальный дозиметр ДКГ-РМ 1621 и термолюминесцентный дозиметр ДВГ-02Т, дозиметр “Radiogem 2000”, ДКС-04. Оптическую плотность снимка измеряли денситометром ДНС–2, а чувствительность НК определяли по наименьшей видимой глубине канавки эталона чувствительности № 2.

РЕЗУЛЬТАТЫ И ИХ ОБСУЖДЕНИЕ

Ядерно-физические характеристики радионуклида ^{192}Ir (табл. 1) и подробные теоретические расчеты образования ^{192}Ir из природного ^{191}Ir на ядерном реакторе приведены в работе [9].

В табл. 1 показано, что при облучение нейтронами реактора природного иридия по ядерной реакции $^{191}\text{Ir}(n, \gamma)^{192}\text{Ir}$ образуется целевой радионуклид ^{192}Ir (сечение активации 900 бн), который поглощает нейтроны и превращается в стабильный изотоп ^{193}Ir по реакции $^{192}\text{Ir}(n, \gamma)^{193}\text{Ir}$ (сечение активации 700 бн), т.е. происходит выгорание исходного радионуклида ^{192}Ir [9].

Экспериментальные результаты показали, что во всех вертикальных каналах (5–7, 4–4, 4–2, 3–4, 3–7, 2) разности потенциалов имеют максимальные значения на расстоянии 35–45 см внизу от верха вертикального канала (вниз от головки ТВС), соответственно и плотности потоков тепловых нейтронов в вертикальных каналах имеют максимальные значения на этих расстояниях.

В табл. 2 показаны результаты измерения разности потенциалов вертикальных каналов реактора ВВР-СМ с использованием ТНД-2.0.

На рис. 1 показано распределение плотности потока тепловых нейтронов в вертикальных каналах.

На рис. 1 показано, что на расстоянии 35–45 см вниз от верхней точки вертикальных каналов 2, 3–

Таблица 1. Ядерно-физические характеристики радионуклида ^{192}Ir

Ядерный переход	Тип ядерной реакции	Сечение, бн	Период полураспада	E_γ и E_β , МэВ
$^{191}\text{Ir} \rightarrow ^{192}\text{Ir}$	(n, γ)	960	74.1 сут	E_γ : 0.296; 0.308; 0.317; 0.468; 0.589; 0.604; 0.612 E_β : 0.24; 0.54; 0.67
$^{192}\text{Ir} \rightarrow ^{192}\text{Pt}$	β^- (95%)	—	—	—
$^{192}\text{Ir} \rightarrow ^{192}\text{Os}$	Электронный захват (5%)	—	—	—
$^{192}\text{Ir} \rightarrow ^{193}\text{Ir}$	(n, γ)	700	—	—
$^{193}\text{Ir} \rightarrow ^{194}\text{Ir}$	(n, γ)	130	17.4 ч	—

Таблица 2. Результаты измеренных ТНД-2.0 разности потенциалов в вертикальных каналах реактора ВВР-СМ

Расстояние вниз от головки ТВС, см	Номер вертикального канала, разность потенциалов, мВ					
	5—7	4—4	4—2	3—4	3—7	2
10	8.0	11.1	10.3	10.0	10.0	6.0
15	10.2	11.1	14.2	11.1	12.6	8.0
20	13.7	14.1	18.5	13.9	16.4	10.4
25	16.2	17.1	22.0	16.7	19.8	12.1
30	18.4	19.8	25.3	19.2	22.1	13.5
35	20.0	21.3	27.0	20.5	23.8	14.1
40	21.1	22.0	28.6	21.21	25.0	14.1
45	20.0	22.0	28.0	21.0	24.4	14.1
50	18.6	21.0	25.8	20.0	23.0	13.0
55	16.0	18.8	23.0	19.0	20.0	12.0
60	15.5	15.2	22.0	16.4	19.9	11.6
65	13.2	13.0	15.4	14.2	16.2	10.2
68.5	12.2	13.0	12.6	11.0	13.0	8.0

7, 5—7 наблюдаются максимальные потоки тепловых нейтронов, следовательно для облучения тепловыми нейтронами металлических дисков природного иридия оптимальным расстоянием является 35—45 см вниз от верха вертикальных каналов (вниз от верхней головки ТВС).

В табл. 3 приведены значения кадмиевых отношений для радионуклида ^{192}Ir в вертикальных каналах реактора ВВР-СМ.

Как видно из табл. 3, во всех вертикальных каналах независимо от их расположения в активной

Таблица 3. Значения кадмиевых отношений для радионуклида ^{192}Ir в вертикальных каналах реактора ВВР-СМ

Облученный образец	Масса образца, 10^{-5} г	Номер вертикального канала	Активность ^{192}Ir , имп/с	Активность ^{192}Ir , 10^4 Бк	Кадмиевое отношение, R_{Cd}
^{192}Ir	1.5	2—6	92.71	59.7	9.2
$^{192}\text{Ir} + \text{Cd}$	1.5	2—6	10.8	2.66	
^{192}Ir	1.5	4—1	171.4	39.8	12.7
$^{192}\text{Ir} + \text{Cd}$	1.5	4—1	13.5	3.13	
^{192}Ir	1.5	2	58.6	33.2	8.1
$^{192}\text{Ir} + \text{Cd}$	1.5	2	7.2	1.67	

зоне, кадмиевые отношения существенно не отличаются друг от друга и вклад резонансных нейтронов на выход наведенной активности ^{192}Ir составляет не более 10–12%, тогда как вклад тепловых нейтронов на выход наведенной активности ^{192}Ir составляет 88–90%, следовательно, необходимо облучать металлические диски природного иридия в вертикальных каналах активной зоны реактора, где наблюдаются наибольшие плотности тепловых нейтронов.

Результаты измерения плотности потока нейтронных потоков в вертикальных каналах реактора ВВР-СМ приведены в табл. 4.

Как видно из табл. 4, плотность потока тепловых нейтронов имеет максимальное значение в вертикальном канале 5–5, расположенной в центральной части активной зоны.

Исследования показали, что на выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir влияет толщина облучаемого природного иридия (табл. 5).

Из табл. 5 видно, что при толщине облучаемого металлического диска природного иридия до 40 мкм выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir уменьшается до 25.5%, а при толщине 120 мкм выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir уменьшается до 86%, т.е. с увеличением толщины иридиевого диска уменьшается выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir из-за самоэкранирования иридия.

Для обеспечения увеличения выхода наведенной активности радионуклида ^{192}Ir была разработана специальная упаковка дисков иридия. Диски иридия ($\varnothing = 2.7$ мм, $h = 0.2$ мм, $m = 31.7$ мг) упаковывали в один ряд в алюминиевую фольгу, затем фольгу с дисками размещали вдоль цилиндра с углублениями, заворачивали в алюминиевую фольгу, и далее готовую упаковку загружали в вертикальный канал для облучения тепловыми нейтронами реактора.

На рис. 2 показана упаковка дисков природного иридия для облучения.

Экспериментальные результаты показали, что наиболее высокие плотности потоков тепловых нейтронов наблюдаются в вертикальных каналах, расположенных в центральной полости 6-трубной

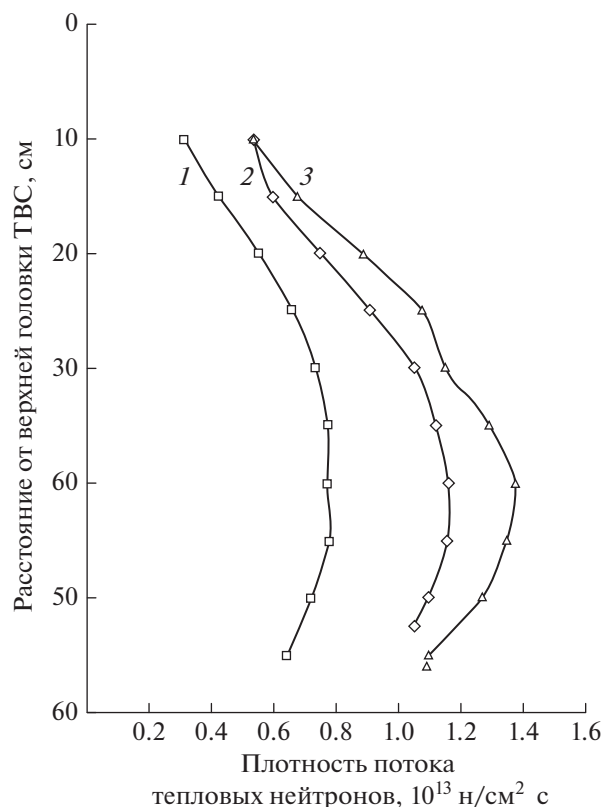


Рис. 1. Распределение плотности потока тепловых нейтронов вдоль вертикальных каналов (1 — канал 2; 2 — канал 3–7; 3 — канал 7–5).

ТВС типа ИРТ-4М с низко-обогащенным топливом (19.7% по ^{235}U).

Конструкционная схема шеститрубной ТВС типа ИРТ-4М показана на рис. 3.

На рис. 3 видно, что в центральной полости шеститрубной ТВС типа ИРТ-4М имеется свободное пространство, куда свободно размещается вертикальный канал с блок контейнером ЭК-10 с упаковкой иридиевых дисков для облучения тепловыми нейтронами.

Для изготовления источников ^{192}Ir активностью 50–120 Ки оптимальными условиями облучения иридиевых дисков являются:

Таблица 4. Значения плотности потоков тепловых нейтронов в вертикальных каналах реактора, определенные мониторами ^{59}Co

Масса монитора ^{59}Co , мг	Время облучения, ч	Номер вертикального канала	Плотность потока тепловых нейтронов, 10^{13} нейтронов/см ² с
1.7	48	2–4	1.3
3.1	50	5–5	6.9
2.1	50	2–5	1.3

Таблица 5. Влияние толщины облучаемого образца природного иридия на выход наведенной активности радионуклида ^{192}Ir

Номер вертикального канала	Толщина диска иридия, мкм	Масса диска иридия, 10^{-3} г	Активность ^{192}Ir , 10^{-4} Ки	Активность ^{192}Ir ($m = 1 \cdot 10^{-5}$ г), Ки	Выход наведенной активности ^{192}Ir
0.5	0.5	0.015	0.089	$6.02 \cdot 10^{-6}$	1.0
40	40	4.7	9.1	$1.93 \cdot 10^{-6}$	0.32
60	60	11.15	19.5	$1.75 \cdot 10^{-6}$	0.29
80	80	19.7	26.9	$1.36 \cdot 10^{-6}$	0.22
120	120	33.5	40.8	$1.22 \cdot 10^{-6}$	0.15
0.5	0.5	0.015	0.026	$1.75 \cdot 10^{-5}$	1.0
40	40	6.2	27.0	$3.35 \cdot 10^{-6}$	0.19
60	60	13.1	50.5	$2.91 \cdot 10^{-6}$	0.16
120	120	26.95	85.0	$2.29 \cdot 10^{-6}$	0.13

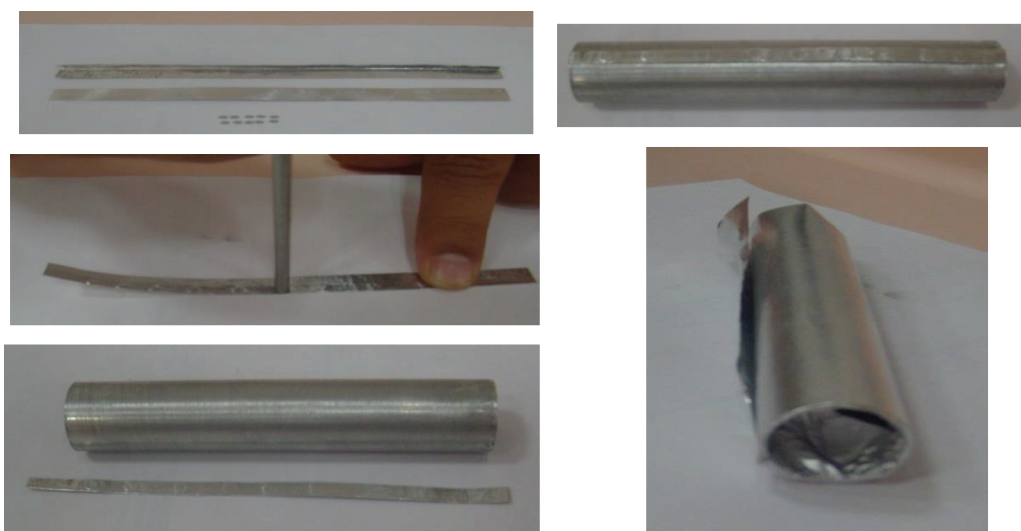
– облучение тепловыми нейтронами упаковок металлических дисков природного иридия в вертикальных каналах реактора в блок-контейнере ЭК-10 ($L = 340$ мм и $\varnothing = 25$ мм) [10] загружаемый в центральную полую часть ТВС типа ИРТ-4М;

– облучение упаковок металлических дисков природного иридия при номинальной мощности реактора 10 МВт, при непрерывной работе реактора (без остановок) или с периодическими остановками (работа реактора непрерывная в течение 3 сут, 3 раза в мес.), плотности потока тепловых нейтронов $\geq 0.7 \cdot 10^{14}$ нейтрон/см² с и времени облучения от 550 до 1680 ч.

Для изготовления источников ^{192}Ir в “горячих камерах” реактора радиоактивные упаковки дисков иридия после облучения были переработаны радиохимическим методом: после вскрытия

блок-контейнера ЭК-10, цилиндр с облученными иридиевыми дисками помещали в рабочую воронку специальной установки, закрывали крышку воронки установки, подавали 25% раствор NaOH через систему подачи растворов. При этом алюминиевая фольга с дисками иридия полностью растворяется в щелочном растворе NaOH за 20–25 мин и иридиевые диски выпадают на дно воронки установки. Далее открывая кран для слива отработанный радиоактивный раствор сливали в специальную канализацию. Закрывали кран для слива и в воронку подавали дистиллированную воду, перемешивая иридиевые диски при подаче в нижнюю часть воронки сжатого воздуха.

Изготовление источника ионизирующего излучения ^{192}Ir и его комплектация с гамма-дефекто-

**Рис. 2.** Упаковка дисков природного иридия для облучения.

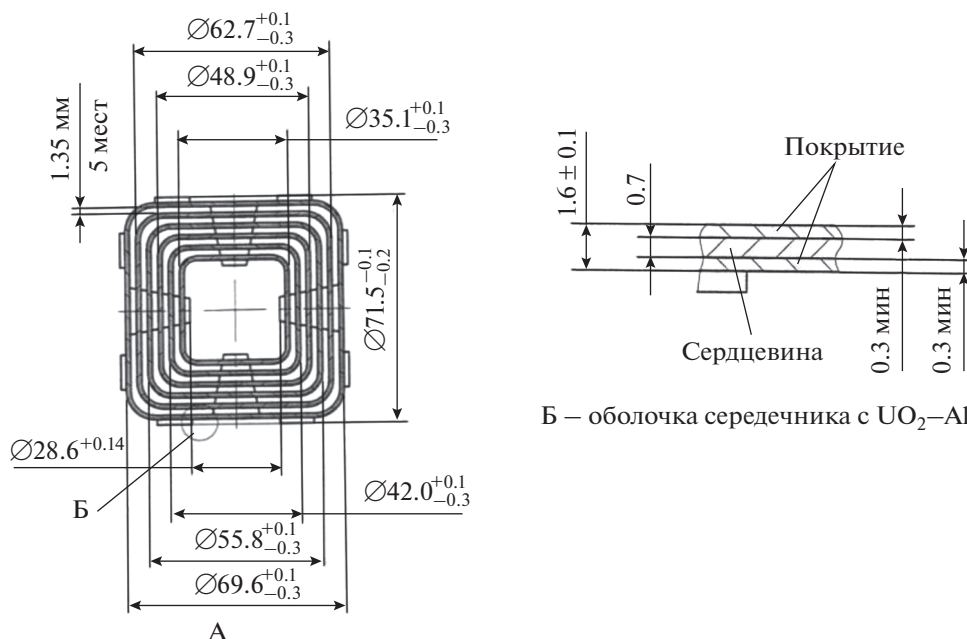


Рис. 3. Конструкционная схема шеститрубной ТВС типа ИРТ-4М.

скопом Гаммарид-192/120М состоял из следующих этапов:

- Изготовление корпуса и крышки источника ^{192}Ir из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т;
- Размещение облученных нейтронами дисков иридия (20–30 шт.) после радиохимической переработки внутрь корпуса источника и закрытие крышки источника;
- Герметизация капсулы источника точечной аргоно-дуговой сваркой;
- Проверка герметичности капсулы источника ^{192}Ir иммерсионным методом;
- Размещение источника ^{192}Ir в держатель источника Гаммарид-192/120М и закрытие крышки держателя в защитной камере при помощи дистанционных манипуляторов;
- В защитной камере вальцовка держателя источника в корпус держателя источника путем закручивания рукоятки устройства по вальцовки вокруг своей оси, надавливая края корпуса держателя к центру;
- В защитной камере соединение гибкого вала с держателем и соединение держателя источника с зубчатым тросом, монтаж гибкого вала с держателем источника ^{192}Ir и с зубчатым тросом в транспортный упаковочный комплект УКТ-Д11 и зарядка гибкого вала с источником ^{192}Ir в радиационную головку Гаммарид-192/120М [11].

Схемы капсулы источника ^{192}Ir и держателя источника ^{192}Ir показаны на рис. 4.

Основные технические данные и характеристики источника ^{192}Ir показаны в табл. 6.

На рис. 6 показан рабочий комплект гамма-дефектоскопа Гаммарид-192/120М, который состоит из тележки, ампулапровода, радиационной головки с заряженным источником ^{192}Ir и коллиматора.

Основные показатели неразрушающего контроля тест-образца металлической трубы с диаметром 219.0 мм и толщиной стенки $S = 8.0$ мм со сварным швом через две стенки выполненный с источником ^{192}Ir активностью 80 Ки, укомплектованного с гамма-дефектоскопом Гаммарид-192/120М (зав. номер № 1109) показаны в табл. 7.

При проведении просвечивания сварного шва через две стенки тест-образца радиографическим методом были получены рентгеновские снимки по чувствительности и качеству соответствующие требованиям ГОСТ–7512–82 “Контроль неразрушающий. Соединения сварные. Радиографический метод”, а результаты НК соответствовали требованиям нормативной документации на методы и объекты контроля и в результате источник ^{192}Ir с гамма-дефектоскопом Гаммарид-192/120М были рекомендованы к применению.

Гамма-графический снимок, полученный при просвечивании тест-образца – металлической трубы ($\varnothing = 219.0$ мм и $S = 8.0$ мм) со сварным швом через две стенки, проведенный гамма-дефектоскопом Гаммарид-192/120М (зав. номер № 1109) с источником ^{192}Ir (№ 4), показан на рис. 7.

На рис. 8 и 9 показаны снимки гамма-графического контроля сварных соединений техноло-

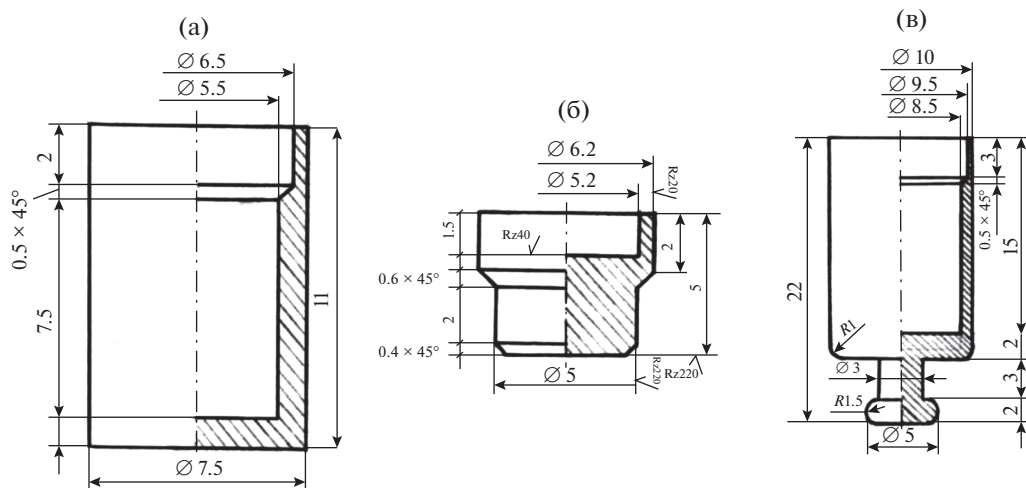


Рис. 4. Схемы капсулы источника ^{192}Ir : (а) корпус; (б) крышка; (в) держатель источника. Схема устройства по вальцовке держателя источника показана на рис. 5.

гических трубопроводов диаметром 2" с толщиной стенки 2.77 мм и диаметром 44" с толщиной стенки 9.53 мм, где неразрушающий контроль производили гамма-дефектоскопом Гаммарид-192/120 (№ 08-91) с источником ^{192}Ir (№ 12) активностью $3.7 \cdot 10^{12}$ Бк (100 Ки) с применением проволочных эталонов чувствительности.

Просвечивание сварного соединения трубопровода диаметром 2" с толщиной стенки 2.77 мм производили методом контроля — на "эллипс" с двух экспозиций (0° — "А" и 90° — "В"). По ре-

зультатам гамма-графического контроля (рис. 8) в сварном шве дефектов не выявлено.

Просвечивание сварного соединения трубопровода диаметром 44" с толщиной стенки 9.53 мм производилось "панорамным" методом контроля. По результатам гамма-графического контроля (рис. 9) на оценочном участке сварного шва, обозначенного цифрами "1" и "2", выявлены многочисленные поры, скопления пор, подрезы. По результатам гамма-графического контроля оценочный участок сварного шва был предъявлен для проведения ремонта.

Таблица 6. Основные технические данные и характеристики источника ^{192}Ir активностью 120 Ки [12]

Наименование, характеристика и единица измерения	Данные
Рабочая поверхность	дно
Измеренное методом прямых измерений дозиметром ДКС-04 (№ 3959) значение мощности экспозиционной дозы (МЭД) источника, А/кг	$4.8 \cdot 10^{-6}$
Измеренное методом прямых измерений с помощью дозиметра ДКС-04 (№ 3959) значение МЭД гамма-излучения при зарядке радиационной головки гамма-дефектоскопа Гаммарид-192/120М (№ 1109) на расстоянии 50 мм от поверхности радиационной головки с источником, А/кг (мР/час)	$3.58 \cdot 10^{-9}$ (50)
Доверительные границы суммарной погрешности результатов измерения мощности экспозиционной дозы источника при вероятности 0.95, в %	± 20
Дата измерения МЭД	29.01.2014
Активность радионуклида ^{192}Ir в источнике, Бк, не более	$4.44 \cdot 10^{12}$
Наружные размеры источника, мм	$\varnothing = 4.5, h = 8.0$
Размеры активной части источника, мм	$\varnothing = 3.0, h = 4.0$
Материал капсулы источника	Сталь марки 12Х18Н10Т
Герметичность источника	Герметичная капсула
Уровень радиоактивного загрязнения источника радиоактивными веществами при определении методом снятия мазка, Бк, не более	185

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Результаты исследований показали, что оптимальным режимом облучения металлических дисков природного иридия тепловыми нейтронами является следующее условие: облучение упаковок иридиевых дисков в блок контейнере ЭК-10 на расстоянии 35–45 см ниже от верха вертикального канала при номинальной мощности реактора 10 МВт с непрерывной работой реактора или с периодическими остановками при плотности потока тепловых нейтронов $\geq 0.7 \cdot 10^{14}$ нейтронов/см² с и времени облучения от 550 до 1680 ч.

Изготовлены герметичные источники ¹⁹²Ir активностью 50–120 Ки, которые укомплектованы с гамма-дефектоскопами Гаммарид-192/120М.

Гамма-графический контроль с использованием гамма-дефектоскопов Гаммарид-192/120М, укомплектованных с источниками ¹⁹²Ir проведенный совместно с иностранными специалистами по неразрушающему контролю на строительных объектах тепловых электростанций и газоперерабатывающих заводов показал высокую эффективность [13]. Полученные гамма-графические снимки были оценены иностранными партнерами, работающими на этих производствах в качестве инспекции третьей стороны соответствующими требованиям международных стандартов ASME, EN и ГОСТ 7512–82, действующих на территории Республики Узбекистан.

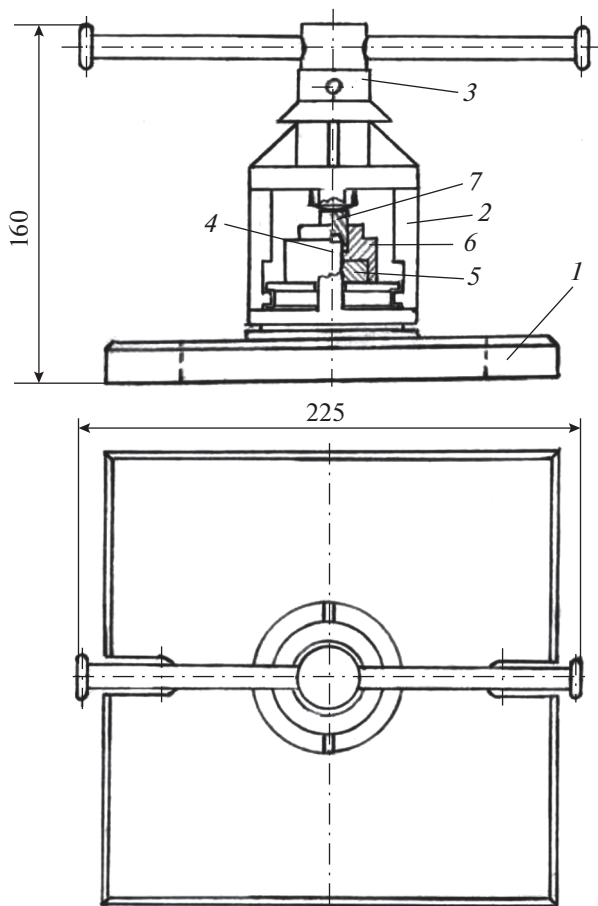


Рис. 5. Схема устройства по вальцовке держателя источника.

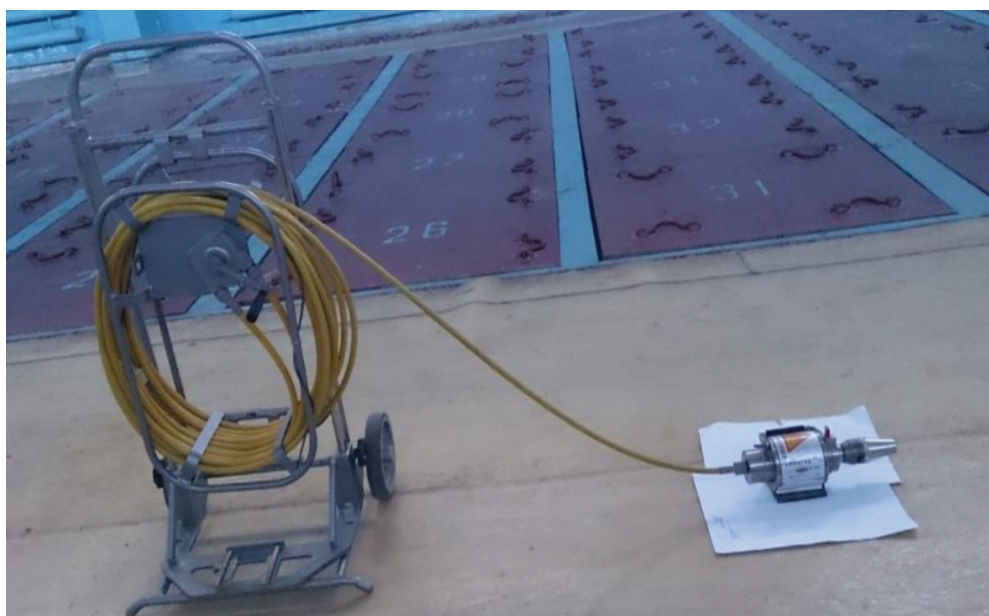
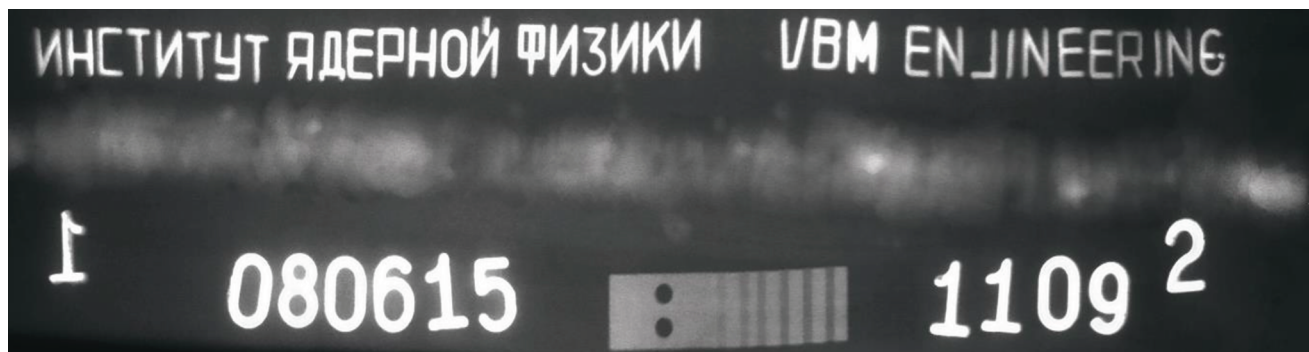
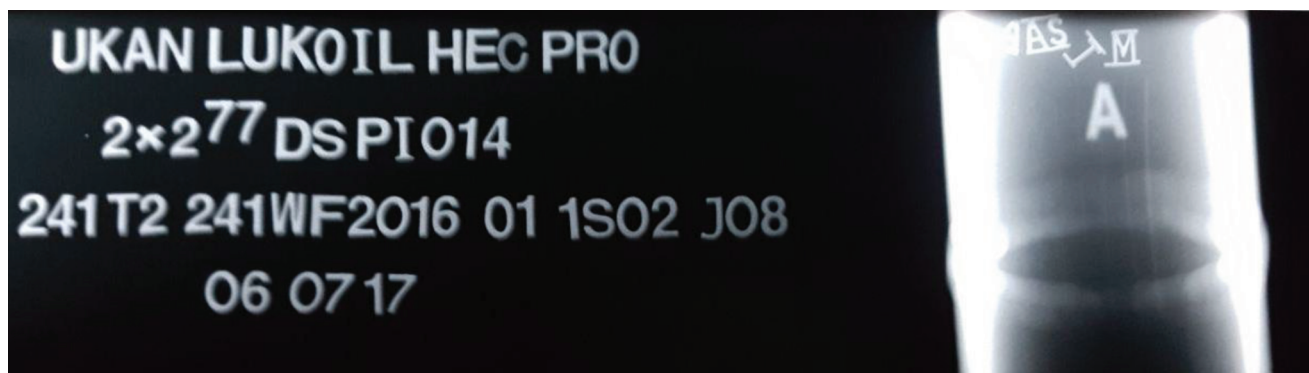
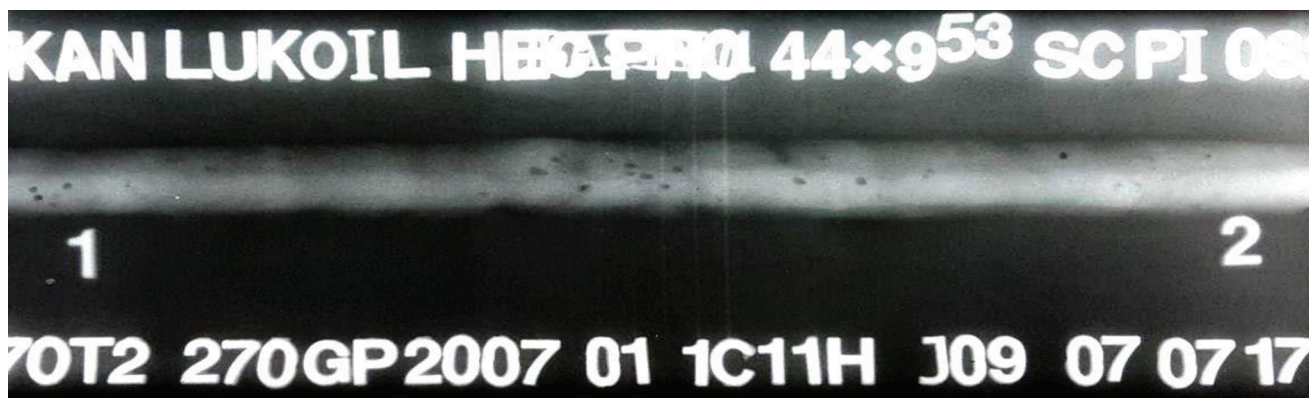


Рис. 6. Рабочий комплект гамма-дефектоскопа Гаммарид-192/120М (тележка, ампулапровод, радиационная головка, коллиматор).

Таблица 7. Основные показатели неразрушающего контроля тест-образца

Зав. номер Гамма- рид- 192/120М (номер источника ^{192}Ir)	Радиационная толщина металла на точке в месте установки эталона чувствительности, мм	Время экспозиции, с	Тип радиографиче- ской пленки	Толщина усиливающего свинцового (Pb) экрана, мм	Тип эталона чувствитель- ности по ГОСТ 7512–82	Чувствительно- сть снимка после просвечива- ния и хим. обработ. пленки, мм	Оптическая плотность снимка (единица оптической плотности), белл
№ 1109 (№ 4)	20.0	16	Kodak Indus- trex, AA 400	0.1	Канавоч- ный, № 2	0.5	2.0

**Рис. 7.** Гамма-графический снимок НК, полученный при просвечивании тест-образца со сварным швом через две стенки гамма-дефектоскопом Гаммарид-192/120М (зав. номер № 1109) с источником ^{192}Ir (№ 4).**Рис. 8.** Гамма-графический снимок НК сварных соединений технологического трубопровода диаметром 2" с толщиной стенки 2.77 мм.**Рис. 9.** Гамма-графический снимок НК сварных соединений технологического трубопровода диаметром 44" ^{192}Ir с толщиной стенки 9.53 мм.

БЛАГОДАРНОСТИ

Авторы выражают благодарность Юлдашеву Б.С., Махкамову Ш.М., Байтелесову С.А., Карабекову З.И. за содействие при выполнении исследований.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ/REFERENCES

1. *Shilton M.G., Chem C.* in Proceedings of the 12th Asia-Pacific Conference on NDT. Nov. 5–10, 2006. Auckland, New Zealand. P. 6.
2. Enterprise standard STP 26-82. Thermoneutron sensors. Design and dimensions. Technical requirements. 1982. Moscow. P. 17. (in Russian).
3. IAEA Technical Reports Series No. 107. 1970. Vienna: IAEA. P. 45–75.
4. *Zloказov S.B. et al.* // At. Energ. 1981. V. 51. No. 5. P. 334 (in Russian).
5. *Levin V.E.* // Nuclear Physics and Nuclear Reactors. 1979. Moscow: Atomizdat. P. 160–161 (in Russian).
6. *Ergashev Kh.A., Makhkamov Sh.M., Ashrapov U.T.* // Preliminary Uzbek. Patent No. 4943. 1997.
7. ISO 9978:1992 (E). Radiation Protection – Sealed Radioactive Sources – Leakage Test Methods.
8. GOST R 51919–2002. Closed Sources of Ionizing Radiation. Leakage Test Methods. 2002. Moscow: Izd. Standartov (in Russian).
9. *Levin V.I.* // Production of Radioactive Isotopes. 1972. Moscow: Atomizdat. P. 24–26 (in Russian).
10. *Yuldashev B.S., Ashrapov T.B., Mirzaev N.M., Ashrapov U.T.* // Preliminary Uzbek. Patent No. IDP 04633. 2000.
11. Gamma-Ray Flaw Detector “Gammarid-192” Type. Technical Description and Operating Instructions. 1988. P. 48 (in Russian).
12. Passport No. 01/14 for a Prototype of a Gamma-Radiation Source Enclosed with a Radionuclide Iridium-192 of the GIID-6 Type 2014. Inst. Yad. Fiz. Akad. Nauk Resp. Uzbekist. (in Russian).
13. J. Mater. Sci. Nonequilib. Phase Transform. (Sofia). 2018. V. 2. P. 52–54.

Manufacturing of an Iridium-192 Ionizing Radiation Source for Nondestructive Testing

U. T. Ashrapov^{1, *}, S. S. Khujaev¹, I. I. Sadikov¹, M. Y. Tashmetov¹, and Y. A. Isaev²

¹*Institute of Nuclear Physics, Academy of Sciences of the Republic of Uzbekistan, Republic of Uzbekistan*

²*Uzbekistan Society of Non-Destructive Testing, Republic of Uzbekistan*

*e-mail: ashrapov@inp.uz

Received November 20, 2020; revised November 25, 2020; accepted November 27, 2020

Abstract—The optimal regimes of irradiation of metal disks of natural iridium with thermal neutrons of the WWR-SM reactor were found and the radionuclide ¹⁹²Ir with high specific activity (up to 250 Ci/g) was obtained. To determine the flux density of thermal neutrons and their distribution along the vertical channel, a TND-2.0 thermoneutron sensor and ⁵⁹Co monitors in the form of a disk - foil ($\varnothing = 3.0$ mm, $h = 0.2$ mm, $m = 3.0$ mg) containing an alloy of aluminum and ⁵⁹Co (0.01%) were used. The maximum values of the potential difference and thermal neutron flux densities are observed at a distance of 35–45 cm down from the top point of the vertical channel (or 35–45 cm down from the top point of the IRT-4M fuel assembly head). The observed high values of cadmium ratios show that neutron activation of natural iridium is mainly due to thermal neutrons. With increase in the thickness of the iridium disk, the yield of the induced activity of the ¹⁹²Ir radionuclide decreases. Packages of natural iridium disks were irradiated with thermal neutrons in the vertical channel of the reactor, radiochemically processed and manufactured ionizing radiation sources of ¹⁹²Ir with activity of 50–120 Ci, which were tested for tightness by the immersion method. A test of a sample of a metal pipe with a diameter of 219.0 mm, a wall thickness of 8.0 mm with a welded seam through two walls, carried out with an ¹⁹²Ir source of non-destructive testing of welding quality, showed a good result and the obtained gamma-graphic images in terms of sensitivity and quality corresponded to the requirements of GOST–7512–82 “Control non-destructive. Welded joints” (Russia) and ASME (USA). The sources of ¹⁹²Ir with gamma-ray flaw detectors Gammarid-192/120M were used for non-destructive testing of the quality of welded joints of pipelines at the construction objects of the Talimarjan TPP, Takhiyatash TPP and the Kandym gas processing plant of the Republic of Uzbekistan.

Keywords: nuclear reactor, thermal neutrons, natural iridium, iridium-192 radionuclide, source of ionizing radiation, gamma flaw detector, radiation head, non-destructive testing