

УДК 621.039.63

СИСТЕМА ДЛЯ ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЙ ОЦЕНКИ ПРОИЗВОДСТВА ТРИТИЯ И ПАРАМЕТРОВ, ХАРАКТЕРИЗУЮЩИХ РАДИАЦИОННЫЕ ПОВРЕЖДЕНИЯ МАТЕРИАЛОВ, В ИСПЫТАТЕЛЬНОМ МОДУЛЕ ИТЭР

В.К. Капышев, И.А. Карташев, В.Г. Коваленко, А.Ю. Лешуков, В.В. Поликша, М.Н. Свириденко, Ю.С. Стребков, Н.М. Юхнов (ОАО «Ордена Ленина НИКИЭТ имени Н.А. Доллежаля», Москва, Россия)

Предлагается система для экспериментальной оценки динамики наработки трития, первичных радиационных повреждений керамических и конструкционных материалов под действием нейтронного облучения в испытательном модуле (ИМ) ИТЭР. Рассмотрена принципиальная схема системы и конструкции её элементов. Предложены пневматический и механический принципы доставки специальных датчиков такой системы в зону воспроизводства трития (ЗВТ) ИМ и их извлечения с использованием каналов контроля наработки трития (КНТ), выведенных из модуля в обслуживаемую зону. Для пневматического варианта предложен новый вариант контейнера, способного доставлять в ЗВТ ИМ как детекторы, позволяющие выполнять мониторинг наработки трития в ЗВТ, так и материаловедческие образцы. Представлены результаты теплогидравлического расчёта контура охлаждения канала для пневматического способа доставки детекторов в ИМ при номинальном режиме работы модуля (импульс горения плазмы) и расчёта параметров транспортировки тритиевых датчиков, а также результаты нейтронно-физического и теплотехнических расчётов механического варианта.

Ключевые слова: ИТЭР, тритий, бланкет, испытательный модуль.

ON MONITORING THE TRITIUM BREEDER IN DEMO AND ITER. V.K. KAPYSHEV, I.A. KARTASHEV, V.G. KOVALENKO, A.Yu. LESHUKOV, V.V. POLIKSHA, M.N. SVIRIDENKO, Yu.S. STREBKOV, N.M. YUKHNOV. Tritium breeder is a most process among controlled fusion reactor engineer problems. Tritium Breeding Ratio (TBR) is a main parameter characterizing of the process. On the whole TBR can be submitted as a ratio of the amount tritium produced in the fusion reactor to the amount of tritium that burned up in the reactor plasma. A concept and block-schema of tritium breeding monitoring and experimental estimation of the tritium-breeding ratio in DEMO and ITER are discussed. Systems for experimental estimation of the TBR and the tritium-breeding dynamic parameters in a Tritium Breeding Modules (TBM) of the ITER are proposed. The systems are based on tritium and neutron flux measurements under ITER plasma experiments and use lithium ortho-silicate and lithium carbonate and the neutron detectors. Differences isotope lithium-6 and lithium-7 are applied. The detectors are delivered to tritium breeding zone (TBZ) of the TBM on channels connected the TBM and an operating zone of ITER. Pneumatic and mechanic methods are applied to deliver the samples to the TBZ of the TBM and to extract the samples using monitor channels during plasma operational pauses. Results of the channel parameter calculations and comparison of the pneumatic and mechanic systems are presented in the paper.

Key words: ITER, tritium, blanket, test modul.

ВВЕДЕНИЕ

Разрабатываемые в настоящее время испытательные модули (ИМ) бланкета для ИТЭР предлагается использовать для экспериментальной оценки динамики наработки трития, первичных радиационных повреждений керамических и конструкционных материалов под действием нейтронного облучения.

Обсуждаемые в настоящее время проекты термоядерных реакторов ДЕМО и возможных энергетических реакторов основываются на использовании дейтерий-тритиевой топливной смеси. Отсутствие трития в ощутимых количествах в природе, ввиду чего снабжение реактора тритием из внешних источников в процессе эксплуатации исключено, требует организации его наработки в самом реакторе со скоростью, достаточной для восполнения сгорающего в плазме и теряемого при выполнении технологических операций. Поэтому практически во всех современных проектах термоядерных реакторов предусмотрены системы, в которых реализуются тритиевые циклы — наработка трития и подготовка топливной смеси.

Важнейшими параметрами, характеризующими тритиевые циклы, являются:

- коэффициент тритиевого воспроизводства (КТВ) реактора;
- количество трития в реакторе;
- параметры, характеризующие радиационную безопасность.

В общем виде величина КТВ определяется как [1]

$$\text{КТВ} = Q_{\text{реактор}} / Q_{\text{плазма}}, \quad (1)$$

где $Q_{\text{реактор}}$ — количество трития, нарабатываемого в плазме и бланкете реактора; $Q_{\text{плазма}}$ — количество трития, «сгоревшего» в плазме.

В статье приводятся новые предложения по организации измерения КТВ реактора и первичных радиационных повреждений керамических и конструкционных материалов под действием нейтронного облучения, которые можно будет выполнить на строящемся в настоящее время экспериментальном термоядерном реакторе ИТЭР.

КОНЦЕПЦИЯ МОНИТОРИНГА КТВ С ИСПОЛЬЗОВАНИЕМ ИСПЫТАТЕЛЬНЫХ МОДУЛЕЙ ИТЭР

Концепция мониторинга КТВ реактора предполагает как измерение числителя и знаменателя в выражении (1), так и их вычисление. Экспериментальное определение количества трития, «сгоревшего» в плазме (знаменатель в выражении (1)), предполагается осуществить путем измерения количества нейтронов, возникающих в результате термоядерной реакции дейтерия и трития. Числитель показывает наработку трития в бланкете реактора при взаимодействии нейтронов с изотопами лития и бериллием, причём должны учитываться не только нейтроны от D—T-реакции, но и нейтроны от D—D-реакции и возможных ускорительных процессов по реакции (γ, n).

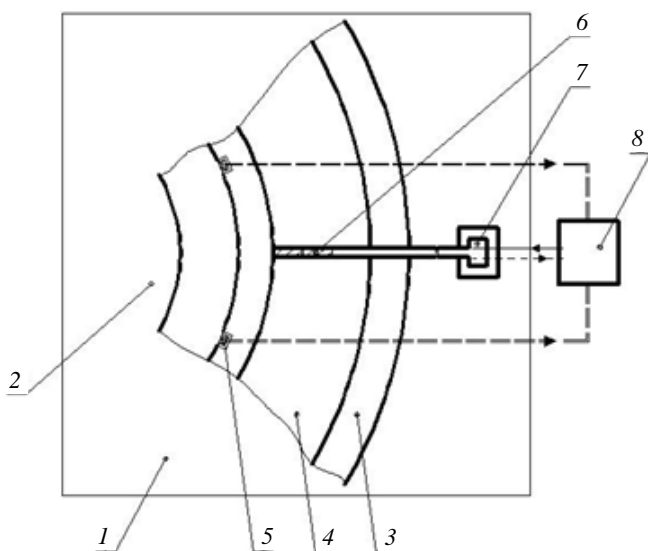


Рис. 1. Концептуальная блок-схема системы для мониторинга КТВ и исследования радиационных повреждений керамических и конструкционных материалов под действием нейтронного облучения в термоядерном реакторе: 1 — термоядерный реактор; 2 — плазма; 3 — бланкет; 4 — зона воспроизводства трития (ЗВТ) бланкета; 5 — детекторы нейтронного излучения; 6 — контейнер с датчиками и образцами материалов в рабочем положении; 7 — канал контроля наработки трития (ККНТ); 8 — аналитическая лаборатория; ---> — доставка контейнеров с датчиками и образцами; - -> — извлечение облучённых контейнеров; ==> — каналы передачи информации от детекторов нейтронного излучения

Наиболее точные измерения могут быть выполнены в случае помещения образцов тритийвоспроизводящих материалов и детекторов нейтронного излучения в ЗВТ бланкета термоядерного реактора на короткое время с последующим извлечением их из зоны наработки трития и доставкой образцов в лабораторию для анализа непосредственно после окончания импульса.

Предлагаемую схему мониторинга КТВ для ДЕМО целесообразно испытать, используя ИМ реактора ИТЭР, в который образцы можно помещать на время длительности одного или нескольких импульсов горения плазмы.

Образцы керамики и конструкционных материалов, которые будут использованы в бланкете ДЕМО, и датчики для определения флюенса нейтронов в бланкете, помещенные в контейнеры, предполагается

Концептуальная блок-схема системы для мониторинга КТВ и оценки первичных радиационных повреждений керамических и конструкционных материалов для термоядерного реактора изображена на рис. 1.

Предполагая, что тритий в бланкете нарабатывается на изотопах лития ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ и бериллии (материал — размножитель нейтронов), а в плазме тритий «сгорает» по реакции $\text{D} + \text{T}$, тогда $Q_{\text{реактор}} = Q_{6\text{Li}} + Q_{7\text{Li}} + Q_{\text{Be}}$ и $Q_{\text{плазма}} = Q_{(\text{D}, \text{T})}$, где $Q_{6\text{Li}}$, Q_{Be} — количество трития, наработанного в ЗВТ бланкета на ядрах ${}^6\text{Li}$, ${}^7\text{Li}$ и в бериллиевом размножителе соответственно; $Q_{(\text{D}, \text{T})}$ — количество трития, «сгоревшего» в плазме.

Величина КТВ за 1 импульс согласно формуле (1) будет равна

$$\text{КТВ} = (Q_{6\text{Li}} + Q_{7\text{Li}} + Q_{\text{Be}}) / Q_{(\text{D}, \text{T})}. \quad (2)$$

Достаточно точное экспериментальное определение количества наработанного в модуле трития (числитель в выражении (1)) путем непрерывного измерения в системе газа-носителя практически невозможно (особенно составляющей Q_{Be}), а

определение этих величин по окончании кампании работы модуля даст слишком большую погрешность из-за распада, диффузионных процессов и утечек из корпуса бланкета части наработанного трития.

размещать в ЗВТ модуля blankets. Транспортировку контейнеров в модуль и обратно предлагается осуществлять пневматическим или механическим способом по специальным каналам контроля наработки трития (ККНТ).

Блок-схема системы предлагаемого мониторинга наработки трития и исследования радиационных повреждений керамических и конструкционных материалов под действием нейтронного облучения в ИМ ИТЭР изображена на рис. 2.

Для оценки величины наработки трития в ЗВТ ИМ (числитель формулы (1)) предполагается использовать детекторы нейтронного излучения и образцы тритийвоспроизводящих материалов [1].

В роли детекторов рассматриваются металлические фольги для последующего активационного анализа и камеры деления. В качестве материала — наработчика трития предполагается использовать керамические соединения — карбонат (Li_2CO_3) и ортосиликат (Li_4SiO_4) лития, аналогичный брідерному материалу ЗВТ ЭБСМ по химическому составу, но с различным обогащением по изотопу ^6Li . Учитывая, что наработка трития на смеси изотопов ^6Li и ^7Li идёт при любых значениях энергии нейтронов (от 14 МэВ до тепловых), предлагалось использовать шесть образцов материалов с различным изотопным составом лития и с наличием или отсутствием поглотителя тепловых нейтронов (табл. 1) [2].

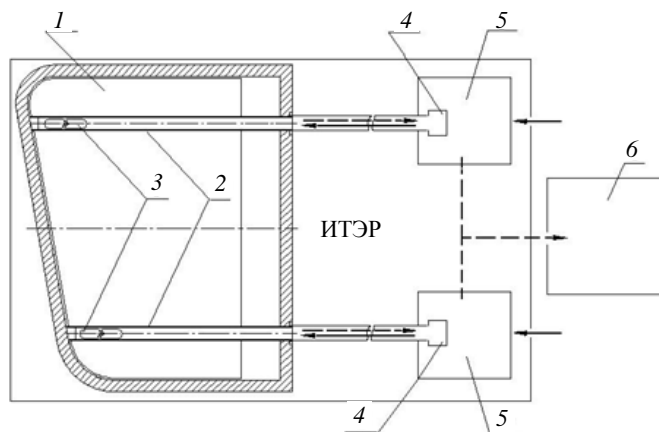


Рис. 2. Блок-схема системы мониторинга наработки трития и материаловедческих исследований в ИТЭР: 1 — ЗВТ ИМ; 2 — каналы ККНТ; 3 — контейнер с датчиками и образцами в рабочем положении; 4 — загрузочная камера; 5 — помещение транспортера; 6 — тритиевая и материаловедческая лаборатория; \longrightarrow — доставка контейнеров с датчиками; $-\ - \longrightarrow$ — извлечение облученных контейнеров

Т а б л и ц а 1. Состав исследуемых капсул

№ капсулы	Тритийвоспроизводящий материал	Изотопный состав $^6\text{Li}/^7\text{Li}$	Наличие поглотителя тепловых нейтронов
1	Li_2CO_3	Природный	-
2	Li_4SiO_4	Природный	+
3	Li_4SiO_4	Природный	-
4	Li_4SiO_4	~1	-
5	Li_4SiO_4	~1	+
6	Li_4SiO_4	~10	-

Каждый образец вместе с детекторами нейтронного излучения помещается в капсулы. Контейнер, содержащий эти капсулы, транспортируется по ККНТ в ЗВТ модуля перед импульсом и извлекается из модуля в перерыве между импульсами с помощью автоматического дистанционного устройства. После разделки капсул и растворения облученного материала в лаборатории предполагается выполнять измерение содержания трития в литийсодержащих керамических материалах методом жидкостной сцинтилляции.

КАНАЛЫ КОНТРОЛЯ НАРАБОТКИ ТРИТИЯ (ККНТ) ДЛЯ ДОСТАВКИ ДЕТЕКТОРОВ В ИМ

Центральной частью предлагаемой системы является ККНТ. Рассмотрено два варианта каналов ККНТ, обеспечивающих доставку контейнеров в ИМ и их извлечение из модуля после плазменного импульса: пневматический и механический.

ККНТ для пневматического способа доставки детекторов в ИМ. Канал представляет собой две коаксиальные трубы (внутренняя размером $\text{Ø}14 \times 1$ мм и внешняя $\text{Ø}20 \times 1$ мм), через канал может осуществляться как прямое (в ЗВТ), так и возвратное движение теплоносителя (в зависимости от режима работы системы КНТ). Канал можно условно разделить на три участка [3]:

- «активная» часть длиной ~0,55 м, находящаяся в пределах корпуса ИМ;
- участок между задней стенкой корпуса ИМ и обслуживаемым помещением;

— головная часть длиной ~0,5 м, предназначенная для загрузки и выгрузки тритиевых датчиков.

Чертеж продольного сечения канала КНТ и конструкция контейнера с капсулами приведены в [1].

Разработано два варианта конструкции головной части канала: с непосредственным извлечением контейнера с датчиками и с отсечными устройствами, дающими возможность присоединения переносного контейнера для более безопасной транспортировки облученных датчиков.

Для обоснования работоспособности конструкции проведён стационарный теплогидравлический расчёт активного участка контура охлаждения (находящегося в пределах корпуса ИМ) максимально нагруженного канала в номинальном режиме работы ИМ. Длина канала в ИМ составляет 570 мм. Торец контейнера расположен на расстоянии ~10 мм в радиальном направлении от первой стенки (ПС).

Также выполнен расчёт контура транспортировки [1], целью которого являлось определение параметров перемещения датчиков с образцами тритийвоспроизводящего материала. Исходные данные для расчёта параметров транспортировки датчиков:

Масса снаряженного контейнера, г ...	~28
Геометрические размеры внутренней трубы:	
диаметр проходного сечения $d_{тр}$, мм ...	12
длина L^* , м ...	8
Параметры транспортной среды:	
транспортная среда ...	Углекислый газ (CO ₂)
давление, МПа ...	0,5
средняя температура в районе расположения контейнера, °С ...	150
скорость газа в транспортной трубе (до контейнера), м/с ...	9,3

*Окончательно длина канала будет определена после уточнения размещения каналов в пространстве за пределами корпуса ИМ.

Расчёт выполнен по методике, приведённой в [4]. В результате расчёта определены скорости движения контейнера на участках транспортного канала и время доставки (извлечения) контейнера.

Результаты расчёта параметров транспортировки тритиевых датчиков:

Скорость трогания (скорость потока газа, необходимая для приведения контейнера в движение), м/с ...	2,33
Средняя скорость движения контейнера в канале, м/с ...	6,73
Время доставки контейнера, с ...	<1,5

На рис. 3 представлены результаты расчётов температуры теплоносителя по гидравлическому тракту системы охлаждения ККНТ и температуры внутренней поверхности разделительной трубы [3].

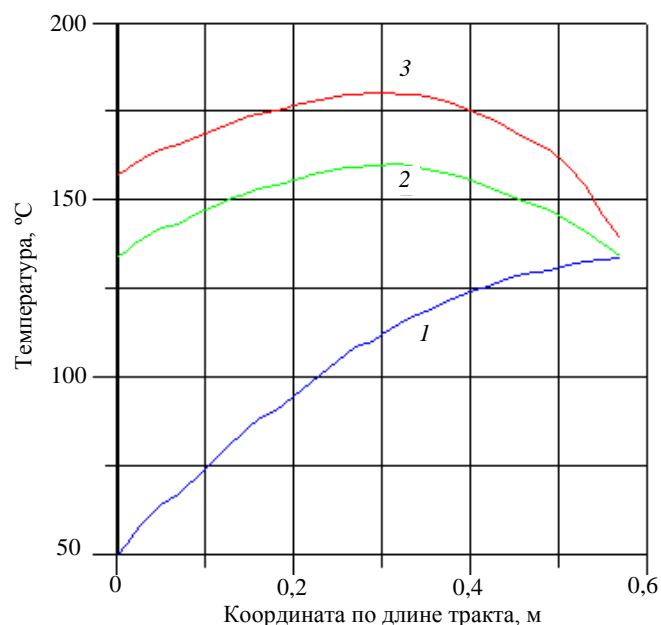


Рис. 3. Изменение температуры по длине активной части ККНТ: 1 — температура теплоносителя в транспортной трубе; 2 — температура теплоносителя в кольцевом зазоре между транспортной и разделительной трубами; 3 — температура внутренней поверхности разделительной трубы

Температура в центре тритийвоспроизводящего материала находится в пределах 116,4—152,4 °С при температуре теплоносителя в районе капсул 87,3—97,3 °С.

Также по методике, приведённой в [4], выполнен расчёт контура транспортировки, целью которого являлось определение параметров перемещения датчиков с образцами тритийвоспроизводящего материала.

Так как более эффективное восстановление нейтронного спектра может быть осуществлено с помощью нейтронных детекторов, то количество тритийвоспроизводящих капсул может быть сокращено до двух (для тепловой и быстрой частей спектра). Кроме того, предлагаемая система доставки тритийвоспроизводящих детекторов может быть использована для доставки образцов не только литийсодержащей керамики, но и материаловедческих образцов для исследования начальной стадии радиационных повреждений в конструкционных материалах под действием нейтронов, имеющих энергетический спектр термоядерного реактора. В связи с этим для пневматического способа были разработаны контейнеры умень-

шенной длины, что делает их более удобными для пневматической транспортировки облучаемых материалов (рис. 4).

Отправной точкой при разработке конструкции канала является датчик наработки трития. В рассматриваемом варианте — это капсула, представляющая собой герметичный цилиндрический контейнер, закрытый с торцов заглушками (рис. 5).

Внутреннее пространство каждой капсулы разделено на три части: первая, размером $\varnothing 5 \times 2$ мм, заполнена тритийвоспроизводящим материалом; во второй части, размером $\varnothing 5 \times 2$ мм, размещены датчики нейтронного и гамма-излучения фольгового типа. Остальное внутреннее пространство является объёмом, предназначенным для сбора и удержания газов (тритий, гелий), выделяющихся из керамики.

С учётом требований к внутреннему содержанию капсулы (воспроизводящий материал, детекторы, газовый объём) определены её размеры: наружный диаметр 6 мм, полная длина 21 мм.

Для выполнения материаловедческих исследований капсулы возможна замена всех капсул образцами конструкционных или других материалов, используемых в проектах термоядерных реакторов.

Система ККНТ, основанная на механическом принципе подачи детекторов в ЗВТ ИМ. Концепция системы, основанной на механическом принципе подачи детекторов в ЗВТ ИМ, приведена на рис. 6.

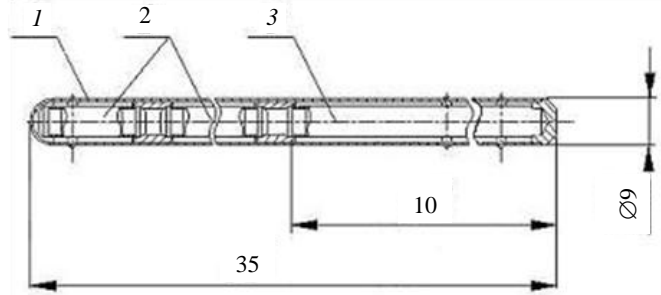


Рис. 4. Контейнер с капсулами, содержащими облучаемый материал: 1 — контейнер; 2 — капсула; 3 — облучаемые материаловедческие образцы

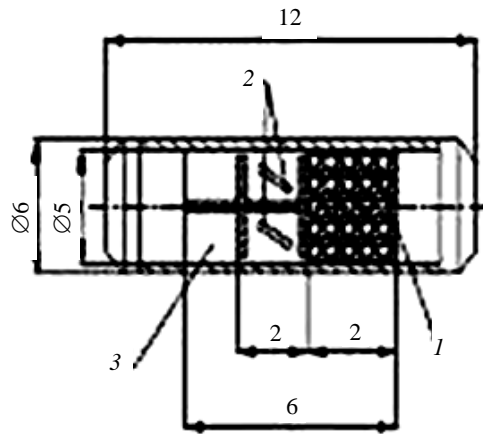


Рис. 5. Продольный разрез капсулы: 1 — образцы тритийвоспроизводящего материала; 2 — детекторы; 3 — компенсационный объём

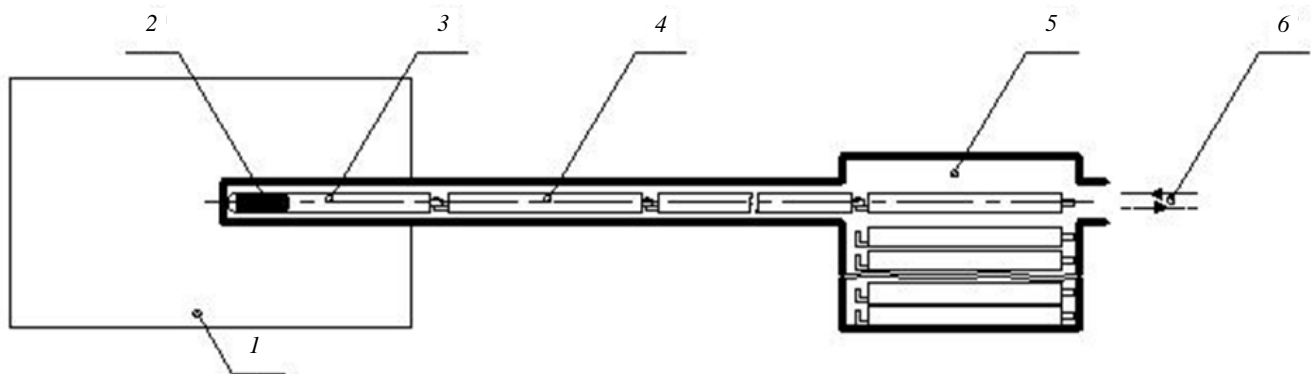


Рис. 6. Концептуальная схема ККНТ, основанная на механическом принципе подачи детекторов в ЗВТ ИМ: 1 — ЗВТ ИМ; 2 — контейнер с детекторами; 3 — «активная» часть ККНТ; 4 — стержень системы подачи детекторов в ЗВТ ИМ; 5 — «головная» часть ККНТ; 6 — транспортировка детекторов

ККНТ в этом случае представляет собой трубу размером $\varnothing 18 \times 1$ мм и систему последовательно соединяемых в процессе подачи контейнера в модуль друг с другом металлических транспортных стержней, вставляемых в эту трубу в процессе подачи контейнера в модуль.

Канал можно условно разделить на три участка:

- «активная» часть длиной $\sim 0,25$ м, находящаяся в пределах корпуса ИМ;
- участок между задней стенкой корпуса ИМ и обслуживаемым помещением;
- «головная» часть длиной $\sim 0,5$ м, предназначенная для загрузки и выгрузки транспортных стержней и тритиевых датчиков.

В отличие от пневматического варианта из-за отсутствия охлаждения для элементов ККНТ были выбраны следующие материалы, способные эксплуатироваться при параметрах среды субмодуля:

- детекторы скорости наработки трития — литийсодержащий материал (ортосиликат, карбонат) с различным обогащением по изотопу ${}^6\text{Li}$;
- капсулы детекторов и ампула — кварцевое стекло;
- окружающий материал ампулы — графит;
- оболочки звеньев и соединительные детали — сталь;
- торцевая вставка в канал — бериллий.

Первый стержень, содержащий детекторы и принадлежащий «активной» части канала, выполнен в виде стержня из графита в циркониевой оболочке. Стержни перед «головной» частью канала изготавливаются из материала, который может служить защитой от нейтронного и γ -излучения реактора.

Разрез активной части ККНТ представлен на рис. 7.

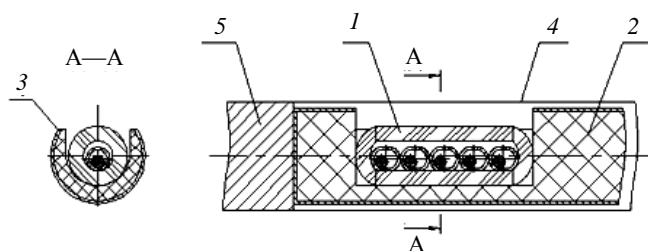


Рис. 7. Разрез активной части ККНТ: 1 — ампула с капсулами; 2 — графит; 3 — стальная оболочка; 4 — внутренняя труба ККНТ; 5 — Ве-вставка

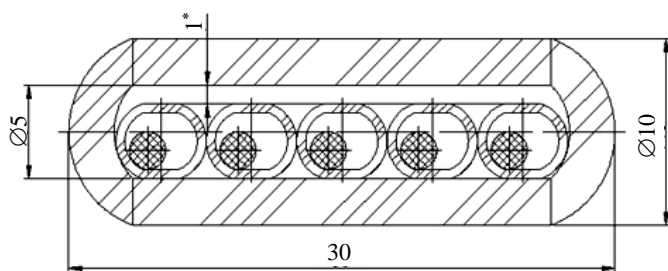


Рис. 8. Набор капсул с детекторами внутри ампулы

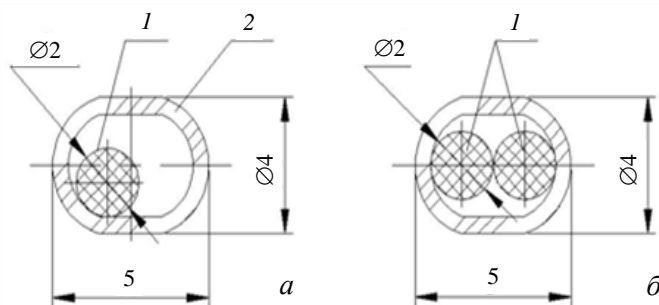


Рис. 9. Капсула с одной (а) и двумя (б) гранулами: 1 — тритийвоспроизводящий материал (детектор); 2 — кварцевая капсула

Непосредственно перед проведением измерений капсулы механически разрушаются для извлечения детекторов. Размеры капсул приведены на рис. 9.

Так как в течение импульса охлаждение элементов ККНТ не предусматривается, ККНТ снабжён в отличие от пневматического варианта только одной автономной газовой системой, предназначенной для контроля за содержанием трития в канале. В качестве газа можно использовать гелий, азот или воздух при атмосферном давлении.

Нейтронно-физические расчёты модели ККНТ. Отсутствие системы охлаждения в пневматическом варианте существенно упрощает систему мониторинга КТВ, однако налагает ряд жёстких ограничений на температурные режимы работы материалов активной части ККНТ. Поэтому были выполнены нейтронно-физические и теплотехнические расчёты этой части канала. Расчёты проводились в простой геометриче-

Запаянная ампула из кварцевого стекла, содержащая кварцевые капсулы с набором детекторов, перед отправкой в канал помещается в полость головного графитового стержня. Сверху полость может быть закрыта графитовой пробкой для фиксации ампулы в центральном положении и выравнивания температурного поля в конструкции. Механической системой цепочка стержней подаётся во внутреннюю трубу ККНТ (внутренний диаметр 18 мм) до упора головного стержня в бериллиевую вставку.

Ампула (её продольный разрез показан на рис. 8) представляет собой запаянную с торцов трубку из кварцевого стекла. Внутри ампулы размещается набор капсул с детекторами различного химического состава и обогащения по изотопу ${}^6\text{Li}$. После доставки в тритиевую лабораторию, но непосредственно перед проведением измерений ампула механически разрушается для извлечения капсул.

Детекторы наработки трития представляют собой гранулы, форма которых близка к сферической, диаметром 2 мм. Каждая гранула находится внутри запаянной капсулы из кварцевого стекла. Конструкция капсулы позволяет разместить одновременно две гранулы литийсодержащего материала. Капсулы, содержащие гранулы одного типа, должны быть маркированы для последующего разделения при переработке. Непосредственно перед проведением измерений капсулы механически разрушаются для извлечения детекторов.

ской конфигурации (цилиндр с торца), приведенной на рис. 10, для сравнительной оценки распределения удельного энерговыделения в различных материалах (сталь/графит) стержней в зависимости от их пространственного расположения в блоке из пористого бериллия для модели, описанной в работе [1].

В качестве источника использовался спектр термоядерных нейтронов, падающих на первую стенку с изотропным распределением. Нормировка источника выбрана таким образом, чтобы обеспечить ток термоядерных нейтронов на первой стенке и, следовательно, нейтронную нагрузку, соответствующую условиям нейтронной нагрузки на первую стенку экваториального порта ИТЭР — $0,8 \text{ МВт/м}^2$, при полной термоядерной мощности 500 МВт. При этом полное удельное радиационное энерговыделение в слое бериллия первой стенки равняется $5,36 \text{ Вт/см}^3$. Эффект фотонного захвата в бериллии по реакции (γ, n) не оценивался.

Плотность стали была принята равной $7,93 \text{ г/см}^3$, плотность графита — $2,25 \text{ г/см}^3$, плотность бериллия первой стенки — $1,85 \text{ г/см}^3$, плотность пористого бериллия в бериллиевом блоке — $1,48 \text{ г/см}^3$. В расчётах учитывался газовый зазор между материалом стержня и бериллиевым блоком. По торцу стержня, ближайшего к плазме, равномерно распределён 1 мг ортосиликата лития плотностью $1,84 \text{ г/см}^3$.

В сравнительном анализе энерговыделения в материалах блока рассматривались три варианта:

- композиция 1 — стержни располагаются вплотную к первой стенке, бериллиевый блок отсутствует;
- композиция 2 — стержни располагаются вплотную к первой стенке, бериллиевый блок в наличии;
- композиция 3 — стержни располагаются на расстоянии 16,5 см от первой стенки, бериллиевый блок в наличии.

Результаты анализа приведены в таблицах 2—4.

Т а б л и ц а 2. Удельное радиационное энерговыделение в стержнях из стали и графита при термоядерном спектре на первой стенке (боковой замедлитель отсутствует). Длина стержней 26,5 см

Радиационное энерговыделение Q , Вт/см ³	Материал стержня	
	Сталь	Графит
Полное	$1,53 \cdot 10$	$1,93 \cdot 10$
Нейтронное	$1,15 \cdot 10$	$1,91 \cdot 10$
Фотонное	$3,76 \cdot 10^{-1}$	$1,57 \cdot 10^{-2}$

Т а б л и ц а 3. Удельное радиационное энерговыделение в стержнях из стали и графита, отодвинутых от первой стенки на 0,2 см, при термоядерном спектре на первой стенке (вокруг стержней пористый бериллий). Длина стержней 26,5 см

Радиационное энерговыделение Q , Вт/см ³	Материал стержня	
	Сталь	Графит
Полное	$3,8 \cdot 10$	$1,55 \cdot 10$
Нейтронное	$7,51 \cdot 10^{-1}$	$1,29 \cdot 10$
Фотонное	$3,05 \cdot 10$	$2,64 \cdot 10^{-1}$

Т а б л и ц а 4. Удельное радиационное энерговыделение в стержнях из стали и графита, отодвинутых от первой стенки на 16,5 см, при термоядерном спектре на первой стенке (вокруг стержней пористый бериллий). Длина стержней 26,5 см

Радиационное энерговыделение Q , Вт/см ³	Материал стержня	
	Сталь	Графит
Полное	$2,02 \cdot 10$	$3,08 \cdot 10^{-1}$
Нейтронное	$1,62 \cdot 10^{-1}$	$2,25 \cdot 10^{-1}$
Фотонное	$1,86 \cdot 10$	$8,17 \cdot 10^{-2}$

Для композиции 3, как наиболее предпочтительной для системы мониторинга, оценены детальные распределения удельного радиационного энерговыделения в конструкционных материалах (табл. 5—7).

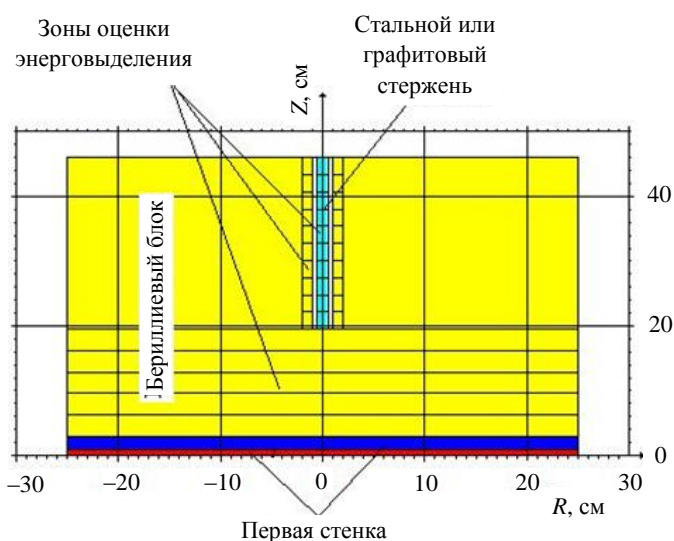


Рис. 10. Схема расчётной композиции в R—Z-геометрии

Т а б л и ц а 5. Распределение удельного радиационного энерговыделения в слоях бериллия перед стержнем Q , Вт/см³

Тип энерговыделения	Материал стержня	Толщина слоя бериллия, см, шаг 3,3 см				
		0—3,3	3,3—6,6	6,6—9,9	9,9—13,2	13,2—16,5
Полное	Сталь	2,70·10	1,81·10	1,27·10	8,95·10 ⁻¹	6,39·10 ⁻¹
	Графит	2,70·10	1,81·10	1,27·10	8,95·10 ⁻¹	6,37·10 ⁻¹
Нейтронное	Сталь	2,45·10	1,66·10	1,15·10	8,05·10 ⁻¹	5,68·10 ⁻¹
	Графит	2,45·10	1,66·10	1,15·10	8,05·10 ⁻¹	5,68·10 ⁻¹
Фотонное	Сталь	2,57·10 ⁻¹	1,66·10 ⁻¹	1,20·10 ⁻¹	9,03·10 ⁻²	7,08·10 ⁻²
	Графит	2,57·10 ⁻¹	1,66·10 ⁻¹	1,19·10 ⁻¹	8,97·10 ⁻²	6,96·10 ⁻²

Т а б л и ц а 6. Распределение удельного радиационного энерговыделения в тонком (1 см) слое бериллия вдоль стержня Q , Вт/см³

Тип энерговыделения	Материал стержня	Толщина слоя бериллия, см, шаг 2,65 см				
		0—2,65	2,65—5,3	5,3—7,95	7,95—10,6	10,6—13,25
Полное	Сталь	8,48·10 ⁻¹	6,57·10 ⁻¹	5,07·10 ⁻¹	3,94·10 ⁻¹	3,05·10 ⁻¹
	Графит	8,08·10 ⁻¹	6,10·10 ⁻¹	4,63·10 ⁻¹	3,55·10 ⁻¹	2,70·10 ⁻¹
Нейтронное	Сталь	7,14·10 ⁻¹	5,31·10 ⁻¹	3,99·10 ⁻¹	3,00·10 ⁻¹	2,25·10 ⁻¹
	Графит	7,16·10 ⁻¹	5,33·10 ⁻¹	4,02·10 ⁻¹	3,02·10 ⁻¹	2,26·10 ⁻¹
Фотонное	Сталь	1,35·10 ⁻¹	1,25·10 ⁻¹	1,09·10 ⁻¹	9,36·10 ⁻²	7,97·10 ⁻²
	Графит	9,19·10 ⁻²	7,58·10 ⁻²	6,20·10 ⁻²	5,28·10 ⁻²	4,41·10 ⁻²
		Толщина слоя бериллия, см, шаг 2,65 см				
		13,25—15,9	15,9—18,55	18,55—21,2	21,2—23,85	23,85—26,5
Полное	Сталь	2,34·10 ⁻¹	1,78·10 ⁻¹	1,35·10 ⁻¹	9,89·10 ⁻²	6,76·10 ⁻²
	Графит	2,05·10 ⁻¹	1,55·10 ⁻¹	1,19·10 ⁻¹	8,77·10 ⁻²	6,17·10 ⁻²
Нейтронное	Сталь	1,69·10 ⁻¹	1,25·10 ⁻¹	9,40·10 ⁻²	6,82·10 ⁻²	4,66·10 ⁻²
	Графит	1,71·10 ⁻¹	1,27·10 ⁻¹	9,48·10 ⁻²	6,87·10 ⁻²	4,69·10 ⁻²
Фотонное	Сталь	6,49·10 ⁻²	5,24·10 ⁻²	4,11·10 ⁻²	3,06·10 ⁻²	2,10·10 ⁻²
	Графит	3,47·10 ⁻²	2,93·10 ⁻²	2,42·10 ⁻²	1,90·10 ⁻²	1,48·10 ⁻²

Т а б л и ц а 7. Распределение удельного радиационного энерговыделения по длине стержня Q , Вт/см³

Тип энерговыделения	Материал стержня	Длина стержня, см, шаг 2,65 см				
		0—2,65	2,65—5,3	5,3—7,95	7,95—10,6	10,6—13,25
Полное	Сталь	3,69·10	3,44·10	3,03·10	2,60·10	2,20·10
	Графит	7,50·10 ⁻¹	5,81·10 ⁻¹	4,48·10 ⁻¹	3,42·10 ⁻¹	2,66·10 ⁻¹
Нейтронное	Сталь	3,87·10 ⁻¹	3,07·10 ⁻¹	2,45·10 ⁻¹	1,89·10 ⁻¹	1,50·10 ⁻¹
	Графит	5,83·10 ⁻¹	4,45·10 ⁻¹	3,37·10 ⁻¹	2,48·10 ⁻¹	1,87·10 ⁻¹
Фотонное	Сталь	3,30·10	3,13·10	2,77·10	2,44·10	2,05·10
	Графит	1,67·10 ⁻¹	1,35·10 ⁻¹	1,12·10 ⁻¹	9,57·10 ⁻²	7,92·10 ⁻²
		Длина стержня, см, шаг 2,65 см				
		13,25—15,9	15,9—18,55	18,55—21,2	21,2—23,85	23,85—26,5
Полное	Сталь	1,81·10	1,43·10	1,07·10	7,24·10 ⁻¹	3,91·10 ⁻¹
	Графит	2,05·10 ⁻¹	1,57·10 ⁻¹	1,19·10 ⁻¹	8,97·10 ⁻²	6,29·10 ⁻²
Нейтронное	Сталь	1,16·10 ⁻¹	8,90·10 ⁻²	6,54·10 ⁻²	4,55·10 ⁻²	2,73·10 ⁻²
	Графит	1,39·10 ⁻¹	1,04·10 ⁻¹	7,62·10 ⁻²	5,60·10 ⁻²	3,76·10 ⁻²
Фотонное	Сталь	1,70·10	1,34·10	1,00·10	6,79·10 ⁻¹	3,64·10 ⁻¹
	Графит	6,63·10 ⁻²	5,32·10 ⁻²	4,31·10 ⁻²	3,37·10 ⁻²	2,52·10 ⁻²

Оценка температуры «активной» части ККНТ при нормальном режиме работы модуля. Используя результаты нейтронно-физических расчётов, выполнен тепловой расчёт температурного поля «активной» части предлагаемой системы контроля наработки трития в стационарном режиме работы.

«Активная» часть системы представляет собой очехлованный сталью графитовый стержень, в котором расположены образцы тритийвоспроизводящих материалов. Наружный диаметр стержня $d_{нар} = 15$ мм, толщина стальной очехловки $\delta = 0,5$ мм. Стержень вставляется со стороны задней стенки экспериментального модуля в отверстие диаметром $d = 18$ мм и глубиной $L = 165$ мм, которое находится в массиве порис-

того бериллия. Расстояние от конца отверстия до первой стенки 165 мм. Зазор между стальной очехловкой стержня и массивом пористого бериллия толщиной $\delta = 1$ мм заполнен гелием при небольшом избыточном давлении по отношению к атмосферному.

Температура окружающего пористого бериллия от задней стенки модуля до конца отверстия изменяется от 500 до 520 °С [5]. В активной части графитового стержня возникают внутренние энерговыделения, величина которых взята из результатов нейтронно-физического расчёта. Выделяющееся в стержне тепло отводится в окружающий пористый бериллий с помощью процессов излучения и теплопроводности. При проведении теплового расчёта коэффициент теплопроводности графита задавался равным $\lambda_{Gr} = 100$ Вт/(м·°С), коэффициент теплопроводности стали $\lambda_{St} = 28$ Вт/(м·°С), коэффициент теплопроводности гелия $\lambda_{Ge} = 0,3$ Вт/(м·°С), что соответствует заданному уровню температуры 500 °С.

Результаты теплового и нейтронно-физического расчётов представлены в табл. 8. В ней представлено изменение внутренних энерговыделений (q_v), температура пористого бериллия (T_{Be}) и температура в центре графитового стержня (T_{Gr}) по длине отверстия. Координата z задаётся от задней стенки модуля.

Т а б л и ц а 8. Распределение температуры и энерговыделения по длине модели

$Z, \text{ м}$	$q_v, \text{ Вт/м}^3$	$T_{Be}, \text{ }^\circ\text{C}$	$T_{Gr}, \text{ }^\circ\text{C}$
0	$6,29 \cdot 10^4$	500,0	500,3
0,024	$8,97 \cdot 10^4$	502,9	503,5
0,047	$11,9 \cdot 10^4$	505,9	506,6
0,071	$15,7 \cdot 10^4$	508,8	509,8
0,094	$20,5 \cdot 10^4$	511,8	513,2
0,118	$26,6 \cdot 10^4$	514,7	516,7
0,141	$34,2 \cdot 10^4$	517,7	520,0
0,165	$44,8 \cdot 10^4$	520,0	522,3

На рис. 11 представлено изменение по длине стержня температуры пористого бериллия и графита в его центре.

Как следует из представленных результатов расчёта, температура в центре графитового стержня практически равна температуре окружающего его пористого бериллия (максимальная разница не превышает 2,5 °С). Максимальная температура графита равна 522,3 °С, что существенно ниже предельно допустимого уровня для эксплуатации как графита ~1000 °С, так и стали — 600 °С. Максимальный перепад температуры на стальной очехловке и в поперечном сечении графитового стержня не превышает 0,1 °С, на газовом зазоре — 2,3 °С.

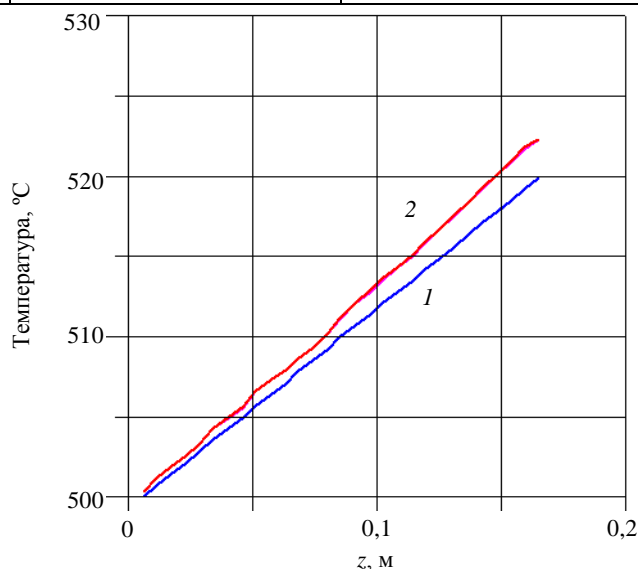


Рис. 11. Координата z по длине графитового стержня (от задней стенки модуля), м: 1 — температура пористого бериллия; 2 — температура в центре графитового стержня

ВЫВОДЫ

С целью экспериментальной оценки скорости наработки трития и облучения материаловедческих образцов в спектре термоядерных нейтронов в российских проектах реактора ДЭМО и испытательном модуле бланкета ИТЭР (с керамическим бридером и гелиевым теплоносителем) предложена система мониторинга коэффициента воспроизводства трития.

Разработаны конструкция канала для облучения специальных детекторов из керамических литийсодержащих материалов, нейтронных детекторов и образцов материалов во время импульса го-

рения плазмы в ИТЭР и система их быстрой транспортировки после облучения в аналитическую лабораторию.

Предлагаемый вариант системы ККНТ, основанный на механическом принципе подачи детекторов — наработчиков трития, более надёжен по сравнению с пневматическим вариантом из-за его большей простоты. Только одна газовая система, контролирующая содержание трития в системе, используется при работе ККНТ.

Использование графита как материала стержня «активной» части системы подачи детекторов в ЗВТ приведёт к заметному снижению абсолютных значений полного радиационного энерговыделения в стержне. При этом около 75% вклада в энерговыделение будет обусловлено нейтронным компонентом излучения. В случае использования стали энерговыделение в ней формируется исключительно за счёт фотонной составляющей излучения.

Максимальная температура графита равна 522,3 °С, что существенно ниже предельно допустимого уровня для эксплуатации как графита ~1000 °С, так и стали — 600 °С. Максимальный перепад температуры на стальной очеловке и в поперечном сечении графитового стержня не превышает 0,1 °С, а на газовом зазоре — 2,3 °С.

REFERENCES

1. **Капышев В.К., Yukhnov N.M., Poliksha V.V., Sidorov A.M.** Experimental estimate of tritium production parameters for the RF test submodules of the ITER blanket. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology Ser. Thermonuclear Fusion), 2005, issue 4, pp. 19—29 (in Russian).
2. **Капышев В., Kovalenko V., Poliksha V., Sidorov A., Strebkov Yu., Yuchnov N.** On monitoring the tritium-breeding ratio in a fusion reactor. — Plasma Devices and Operations, 2008, vol. 16, pp. 135—145.
3. **Капышев В., Kovalenko V., Poliksha V., Sidorov A., Strebkov Yu., Yukhnov N.** Experimental estimate of tritium production parameters for RF test blanket module. — Fusion Eng. Des., 2008, vol. 83, pp. 1204—1207.
4. **Smoldyrev A.E., Tantlevskiy A.V.** Pneumatic transport of piece cargo. — M.: Mashinostroenie (Machine-building), 1979, 158 p. (in Russian).
5. **Leshukov A., Kapyshev V., Kovalenko V., Poliksha V., Makarov S., Razmerov A., Sviridenko M., Strebkov Yu.** The modified RF concept of CHC testing in H—H ITER phase. — Fusion Eng. Des., 2008, vol. 83, pp. 1199—1203.

AUTHORS

Капышев В.К. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia; kapyshev@nikiet.ru

Карташев И.А. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Коваленко В.Г. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Лешуков А.Ю. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia; leshu@nikiet.ru

Поликша В.В. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Свириденко М.Н. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Стребок Ю.С. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Юхнов Н.М. N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering, ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Received 13 April 2010

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2010, issue 3, pp. 13—22.