Aprobado por   
la orden del Servicio Federal de supervisión   
Ambiental, Tecnológica y   
Nuclear del   
4 de septiembre de 2017. No. 351

CÓDIGOS Y ESTÁNDARES FEDERALES   
EN ÁREAS DE USO DE ENERGÍA ATÓMICA "DISPOSICIONES GENERALES DE   
LA SEGURIDAD TECNOLÓGICA NUCLEAR DE LAS EMBARCACIONES Y OTROS ARTEFACTOS FLOTANTES CON   
 REACTORES NUCLEARES"

(NP-22-17)

I. Finalidad y el campo de aplicación

1. Los presentes códigos y estándares federales en el campo de la utilización de la energía nuclear "Disposiciones generales de seguridad tecnológica nuclear de las embarcaciones y otros artefactos flotantes con reactores nucleares" (NP-022-17) (en adelante, las Disposiciones Generales) se elaboran de conformidad con el artículo 6 de la ley Federal del 21 de noviembre de 1995. No. 170-FZ "Sobre el uso de la energía nuclear", por la sentencia del Gobierno de la Federación de Rusia del 1 de diciembre de 1997. No. 1511 "Sobre la aprobación de la Disposición acerca del desarrollo y aprobación de los CEF en el campo del uso de la energía nuclear" (Recopilación de la legislación de la Federación de Rusia, 1997, No. 49, art. 5600; 2012, No. 51, art. 7203).

2. Las presentes Disposiciones Generales se aplican a las embarcaciones y artefactos flotantes con reactores nucleares, incluidos los bloque generadores flotantes, en todas las etapas de su ciclo de vida.

3. Las disposiciones generales establecen los objetivos, principios y criterios básicos para la seguridad de los buques y otros artefactos flotantes con reactores nucleares, incluidos los bloques generadores flotantes (en adelante, las embarcaciones), así como los principios básicos y los requisitos generales para las medidas técnicas y organizativas destinadas a lograr la seguridad. El volumen de la aplicación de estos principios y medidas deben cumplir con los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica, con los documentos de normalización adoptados de conformidad con la legislación de la Federación de Rusia sobre normalización. A falta de los actos normativos necesarios, las soluciones técnicas específicas propuestas se justifican de acuerdo con el nivel actual de desarrollo de la ciencia, la tecnología y la producción.

4. Las presentes Disposiciones Generales se aplican a los hitos de diseño, construcción, operación y clausura de la embarcación, establecidas por la legislación de la Federación Rusa en el campo del uso de la energía atómica.

5. El procedimiento para que las embarcaciones cumplan las Disposiciones Generales, entre otras cosas incluyen los plazos y el volumen de las medidas necesarias, se determinará en función del caso en el condicionante de la acción de la licencia de construcción, explotación o la clausura.

6. La lista de abreviaturas utilizadas en estas Disposiciones generales prestan en el Anexo No. 1, y los términos y definiciones en el Anexo No. 2.

II. Objetivo principal, criterios y principios de   
seguridad tecnológica

7. El objetivo principal es la seguridad de la embarcación. La seguridad de la instalación nuclear (IN) y la instalación de almacenamiento de combustible nuclear (CN)(a bordo) es parte integrante de la seguridad de la embarcación.

La embarcación cumple los requisitos de seguridad nuclear y radiológica siempre que se cumplan las siguientes condiciones:

el impacto de la radiación en la tripulación de la embarcación y en el personal especializado, en el público (pasajeros) y en el medio ambiente durante la operación rutinaria y el funcionamiento anormal antes de los accidentes base de diseño inclusive no conducen a exceder las dosis establecidas para la tripulación de la embarcación y el personal especializado y el público (pasajeros);

el impacto de la radiación en la tripulación de la embarcación y en el personal especializado, en el público (pasajeros) y en el medio ambiente es limitado en caso de accidentes que sobrepasan al de base de diseño en la instalación nuclear (IN).

minimizar las posibilidades de accidentes en la instalación nuclear de la embarcación.

8. La seguridad de la embarcación se logra mediante el diseño, la construcción y la fabricación de equipos de calidad, la construcción y el funcionamiento de la embarcación de conformidad con los requisitos de las leyes federales, los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica, y los documentos de normalización adoptados de conformidad con la legislación de la Federación de Rusia sobre la normalización, la formación y el mantenimiento de la cultura de la seguridad, teniendo en cuenta la experiencia de la explotación, así como la situación actual en el ámbito de las actividades de desarrollo de la ciencia, la tecnología y la producción.

9. La seguridad de la embarcación debe garantizarse mediante la aplicación coherente del principio de defensa en profundidad, basado en la aplicación de un sistema de barreras físicas contra la propagación de las radiaciones ionizantes y las sustancias radiactivas en el medio ambiente y de un sistema de medidas técnicas y organizativas para proteger las barreras y mantener su eficacia.

El sistema de barrera física de la embarcación debe incluir la matriz de combustible, el revestimiento de los elementos de combustible, el límite del contorno del caloportador del reactor, la vaina protectora, el dispositivo de protección de la instalación del reactor (IR) y la protección biológica.

El sistema de barreras físicas para el almacenamiento del CNG (si está previsto en el proyecto de la embarcación) debe incluir la matriz de combustible, el revestimiento del elemento combustible y la barrera física sellada (determinada y justificada en el proyecto de la embarcación sobre la base del método y las condiciones de almacenamiento seguro del CNG), lo que excluye la propagación de las sustancias radiactivas en el medio ambiente.

El sistema de medidas técnicas y organizativas incluye medidas destinadas a garantizar la seguridad de la embarcación, así como las medidas destinadas a garantizar la seguridad de la tripulación de la embarcación, del personal especial y de los pasajeros, y, cuando la embarcación se encuentra en sus puntos de base y en las organizaciones de reparación y construcción naval, de las medidas destinadas a garantizar la seguridad del público.

El sistema de medidas técnicas y organizativas debe formar cinco niveles de defensa en profundidad.

Nivel 1. Prevención del funcionamiento anormal:

el desarrollo de la documentación de diseño de la embarcación sobre la base de un enfoque conservador con una propiedad desarrollada de autoprotección interna de la instalación del reactor y las medidas destinadas a eliminar el efecto de corte abrupto;

garantizar la calidad requerida de los sistemas y componentes de la embarcación, que son importantes para la seguridad tecnológica, así como los trabajos realizados en el campo del uso de la energía atómica;

la explotación de la embarcación de acuerdo con los requisitos de los manuales y las instrucciones de operación;

mantener los sistemas y elementos importantes para la seguridad en buen estado de operación mediante la identificación oportuna de los defectos, la adopción de medidas preventivas, el control de sus recursos, la organización de un sistema eficaz de servicio de mantenimiento y reparación, la documentación de los resultados del trabajo;

la selección y provisión del nivel necesario de cualificación de la tripulación de la embarcación y del personal especializado para la realización de trabajos en el campo del uso de la energía atómica, para las acciones que se lleven a cabo durante la operación rutinaria y en caso malfuncionamiento de la operación rutinaria, incluidas las situaciones de pre-emergencia y accidentes, y para la formación de una cultura de seguridad;

organizar el abastecimiento básico para la explotación de la embarcación.

Nivel 2. Prevención de accidentes base de diseño de los sistemas de la operación rutinaria:

la detección a tiempo de desviaciones de la operación rutinaria y su subsanado;

el control por razones de seguridad cuando se opera con desviaciones.

Nivel 3. Prevención de accidentes que sobrepasan al de base de diseño de los sistema de seguridad tecnológica:

evitar que los sucesos iniciales se conviertan en accidentes base de diseño, así como que los accidentes base de diseño se conviertan en accidentes que sobrepasan al de base de diseño con el uso de sistemas de seguridad tecnológica;

la atenuación de las consecuencias de los accidentes que no se pudieron precautelar mediante el confinamiento de las sustancias radiactivas.

Nivel 4. Gestión de accidentes que sobrepasan al de base de diseño:

el retorno de la instalación del reactor al estado controlado, en el cual la reacción en cadena de fisión se detiene, se asegura el enfriamiento constante del combustible nuclear y se mantienen las sustancias radiactivas de los límites establecidos;

la prevención del desarrollo de accidentes que sobrepasan al de base de diseño y la mitigación de sus consecuencias, incluida la utilización de medios técnicos especiales para la gestión de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño, así como de cualquier medio técnico capaz de desempeñar las funciones requeridas en las condiciones actuales;

la protección contra la destrucción de la vaina protectora y/o del dispositivo de protección en caso de accidentes que sobrepasan al de base de diseño y el mantenimiento de su funcionalidad.

Nivel 5. Planificación de la respuesta a emergencias:

la preparación e implementación de planes de medidas para proteger a los empleados (personal) en caso de accidente en la embarcaciones, de planes de medidas para proteger al público y de asistencia a la tripulación de la embarcación y al personal especial, con la participación de fuerzas y recursos adicionales.

La defensa a profundidad debe llevarse a cabo en todas los hitos de actividad, relacionados con la seguridad de la instalación nuclear en la parte afectada por esta actividad. La prioridad se da a la estrategia de prevención de sucesos adversos. Se debe prestar especial atención a los niveles 1 y 2.

El proyecto de la embarcación debe incluir las medidas necesarias para garantizar la independencia del nivel de defensa en profundidad entre sí.

10. Durante la operación rutinaria, todas las barreras físicas deberán ser operables y el sistema de medidas técnicas y organizativas para su protección deberá estar en un estado de disponibilidad. Si se descubre que alguna de las barreras físicas previstas en la documentación de diseño no funciona, lo que resulta en la violación de los límites de operación segura o en la falta de medidas para su protección, se debe detener la instalación del reactor y se deben tomar las medidas para que la misma se encuentre en un estado seguro. El proyecto de la embarcación debe incluir las medidas para evitar que se dañen algunas barreras debido a daños en otras, así como varias barreras físicas debido a un impacto.

11. Los límites y condiciones de seguridad en la explotación de la instalación nuclear se justificarán en el proyecto de la embarcación, así como los medios técnicos y las medidas organizativas destinadas a prevenir la violación de dichos límites y condiciones.

12. Las decisiones técnicas y organizativas adoptadas para garantizar la seguridad de la instalación nuclear de la embarcación se comprobarán mediante la experiencia previa, los ensayos, las investigaciones y la experiencia operativa de los prototipos. Estos requisitos se aplicarán durante el diseño, la construcción y explotación de la instalación nuclear de la embarcación, el diseño y la fabricación, la reparación y la modernización de sus sistemas y componentes importantes para la seguridad, así como durante la clausura de la embarcación.

13. El sistema de medidas técnicas y organizativas para garantizar la seguridad de la embarcación, la base de diseño de los sistemas y los componentes importantes para la seguridad deben ser presentados en el informe de justificación de la seguridad (IJS). El IJS es desarrollado por la organización líder de diseño, que diseña la embarcación, para cada proyecto de la embarcación, teniendo en cuenta las peculiaridades de la instalación nuclear. El IJS de la embarcación principal es un IJS estándar para embarcaciones subsiguientes de este proyecto. No se permiten discrepancias que afecten a la seguridad de la instalación nuclear entre la información contenida en el IJS y el proyecto de la embarcación, ni discrepancias en el proyecto de la embarcación con su puesta en marcha. La conformidad del IJS con el estado real del buque se mantiene por la organización de operación (OO) durante toda su vida útil.

14. Los análisis deterministas de la seguridad tecnológica y los resultados de la evaluación probabilista de la seguridad tecnológica deben presentarse en el IJS. Deben realizarse análisis de seguridad de todos los estados de funcionamiento de la embarcación previstos en su proyecto y deben tenerse en cuenta todos los emplazamientos de materiales radiactivos, sustancias radiactivas y desechos radiactivos en la embarcación, en los que pueda surgir un funcionamiento anormal. Los análisis deterministas de los accidentes base de diseño deben llevarse a cabo sobre la base de un enfoque conservador. Las herramientas de software utilizadas para justificar la seguridad tecnológica deben ser certificadas.

15. El diseño y la fiabilidad de los sistemas y componentes de instalación nuclear, importantes para la seguridad, la documentación, los trabajos realizados y los servicios prestados en el campo del uso de la energía atómica que afecten a la seguridad tecnológica de la embarcación, deben ser objeto de actividades de garantía de calidad en todas los hitos del ciclo de vida completo de la embarcación.

El desarrollo de programas de garantía de calidad debe llevarse a cabo de acuerdo con los requisitos de los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica.

16. El proyecto de la embarcación debe incluir los medios técnicos y las medidas organizativas destinadas a la prevención de accidentes en la instalación nuclear y a la limitación y garantía de sus consecuencias:

la no superación de los límites establecidos en el proyecto para los accidentes base de diseño en la instalación nuclear mediante el uso de propiedades de autoprotección interna y el uso de sistemas de seguridad tecnológica;

la limitación de las consecuencias de los accidentes que sobrepasan a de base de diseño en la instalación nuclear mediante la utilización de medios técnicos especiales para gestionar los accidentes que sobrepasan al de base de diseño, la utilización de otros medios técnicos capaces de desempeñar las funciones requeridas en las condiciones actuales, y la aplicación de medidas organizativas, incluidas medidas para gestionar los accidentes que sobrepasan a la base de diseño.

17. En cualquiera de los sucesos iniciales que se tengan en cuenta en el proyecto de la embarcación, no deben superarse los límites establecidos para los accidentes base de diseño de la instalación nuclear.

Tales sucesos iniciales en el proyecto de la embarcación deben tener en cuenta la imposición en el suceso iniciador de la avería de cualquiera de los siguientes componentes de los sistemas de seguridad tecnológica (independientemente del suceso iniciador): del componente activo o del componente pasivo con partes mecánicas móviles, o uno independientemente del suceso iniciador error de la tripulación o error del personal especializado.

Además del componente, independiente del suceso iniciador, se debe tener en cuenta todos los fallos resultantes de un fallo único, los fallos resultantes del suceso iniciador y los fallos de los componentes no detectables en la explotación de la embarcación que afecten al desarrollo del accidente en la instalación nuclear.

El proyecto de la embarcación debe especificar el tiempo permitido para la clausura del sistema y (o) del componente de la instalación nuclear que sea importante para la seguridad, así como el nivel de limitación de potencia de la instalación nuclear, que se determina sobre la base de un análisis de fiabilidad o de evaluación probabilista de la seguridad tecnológica.

18. Las roturas de los cascos de las embarcaciones, cuya producción y explotación se llevan a cabo de conformidad con los más altos requisitos de calidad establecidos en los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica, así como con los documentos de normalización adoptados de conformidad con la legislación de la Federación de Rusia en materia de normalización, que regulan la construcción y explotación de los mismos, no se incluyen en el número de sucesos iniciadores de accidentes base de diseño.

El proyecto de la embarcación debe justificar que la probabilidad de destrucción del cuerpo del reactor en un intervalo de un año no es superior a 10-7.

19. La lista de sucesos iniciadores presentada en el IJS debe incluir todos los posibles sucesos internos y externos que interrumpan el funcionamiento normal de la instalación nuclear de la embarcación y no deben excluirse sobre la base de las características de la autoseguridad interna del reactor y principios de su construcción. Las combinaciones de fallas del sistema y (o) componentes de la embarcación, los errores de la tripulación y (o) del personal especializado, las influencias internas o externas se tienen en cuenta en la lista de eventos iniciadores en los casos previstos por los requisitos de los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica.

20. Las listas indicativas de sucesos iniciadores para el análisis de los accidentes base de diseño de cada tipo de instalación nuclear se definen en los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica, en los que se establecen los requisitos para el IJS. Las listas finales de sucesos iniciadores para el análisis de accidentes base de diseño se presentarán en el IJS.

La lista de sucesos iniciadores para el análisis de los accidentes base de diseño presentada en el IJS no incluirá los sucesos internos con una probabilidad estimada de ocurrencia en un intervalo de un año, de 10-6 o inferior.

21. Las listas indicativas de accidentes que sobrepasan al de base de diseño para cada tipo de reactor se definen en los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica, que establecen los requisitos para el IJS.

Las listas finales de accidentes que sobrepasan al de base de diseño (incluidos los accidentes graves) se presentan en el IJS. En ellas deben incluirse los escenarios representativos para determinar cómo gestionar tales accidentes. La representatividad de los escenarios se garantiza teniendo en cuenta los niveles de gravedad del estado de la embarcación y, además, los posibles estados de funcionalidad o inoperabilidad de los sistemas de seguridad tecnológica y de los medios técnicos especiales para la gestión de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño.

El IJS debe presentar un análisis realista (no conservador) de estos accidentes que sobrepasan al de base de diseño, que incluya una evaluación de la probabilidad de que se produzcan y de las consecuencias de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño.

El análisis de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño presentado en el IJS es la base para la elaboración de planes de medidas para la protección de los trabajadores (personal) y del público en caso de accidente, así como para la elaboración de directrices para la gestión de los accidentes que sobrepasan al de base.

22. Los objetivos de seguridad de la instalación nuclear de la embarcación son los siguientes:

la no superación de la probabilidad total de accidentes graves para una instalación del reactor en un intervalo de un año, es igual a 10-5;

la no superación de la alta probabilidad total de una gran liberación de emergencia para una instalación del reactor en un intervalo de un año, es igual a 10-7.

23. En el caso de los accidentes que sobrepasan a los de base de diseño, que no se excluyen sobre la base de las propiedades de autoprotección interna del reactor y los principios de su diseño, deben elaborarse medidas organizativas para la gestión de dichos accidentes, incluidas medidas para reducir el impacto de las radiaciones en la tripulación y el personal especializado de la embarcación, en el público y en el medio ambiente, independientemente de su probabilidad.

24. Se debe desarrollar y mantener una cultura de seguridad entre todos los trabajadores y organizaciones que participan en el diseño, la construcción, la operación y la clausura de la embarcación, así como en el diseño y la fabricación de sistemas y componentes relacionados con la seguridad tecnológica.

La cultura de la seguridad tecnológica se forma y mantiene mediante:

el establecimiento de prioridades entre la seguridad tecnológica de la embarcación y los objetivos económicos y de producción;

la selección, capacitación y cualificación de los trabajadores en cada una de las áreas de actividad que inciden en la seguridad tecnológica;

la estricta observancia de la disciplina con una clara distribución de competencias y la responsabilidad personal de los trabajadores;

el desarrollo y cumplimiento estricto de los requisitos de los programas de aseguramiento de la calidad, las instrucciones de producción y laborales (reglamentos tecnológicos), su actualización periódica teniendo en cuenta la experiencia acumulada;

el establecimiento de un clima de confianza y acercamiento al trabajo colectivo en todos los niveles de la dirección, así como a las condiciones sociales y de vida de los trabajadores, que conforman la necesidad interna de una actitud positiva ante la seguridad tecnológica;

la comprensión por parte de cada trabajador del impacto de sus actividades en la seguridad tecnológica y de las consecuencias que pueden derivarse del incumplimiento o del mal cumplimiento de los actos jurídicos normativos, de los programas de garantía de calidad, las instrucciones de producción y laborales;

el autocontrol por parte de los trabajadores de sus actividades en materia de seguridad tecnológica;

la comprensión por parte de cada directivo y trabajador de la inadmisibilidad de ocultar errores en sus actividades, la necesidad de identificar y eliminar las causas de su ocurrencia, la necesidad de mejora continua, el estudio y la aplicación de las mejores prácticas, entre otras cosas las extranjeras;

el establecimiento de un sistema de incentivos y sanciones basado en los resultados de las actividades productivas, que estimule la apertura de las acciones de los trabajadores y no contribuya a ocultar los errores en su trabajo.

25. La organización de operación (OO) debe garantizar la seguridad tecnológica de la embarcación, incluidas las medidas para prevenir los accidentes y mitigar sus consecuencias, el registro y control, la protección física de los materiales radiactivos, las sustancias radiactivas y los desechos radiactivos, y el control radiológico.

La organización de operación llevará a cabo actividades para mejorar la seguridad de la instalación nuclear de conformidad con los planes elaborados teniendo en cuenta los resultados de los análisis de seguridad tecnológica y la experiencia operativa con el fin de alcanzar los objetivos de seguridad tecnológica de la instalación nuclear de la embarcación, tal y como se especifican en el punto 22 de las presentes Disposiciones Generales.

26. La OO debe garantizar la selección y capacitación de la tripulación y del personal especializado de la embarcación, así como la creación de un ambiente en el que la seguridad tecnológica se considere una cuestión vital y una cuestión de responsabilidad personal de la tripulación y del personal especializado de la embarcación, y debe vigilar continuamente la seguridad de la instalación nuclear de la embarcación.

27. En el proyecto de la embarcación se deben justificar y en el IJS se deben presentar la estructura organizativa de gestión y los requisitos necesarios para el nivel de cualificación de la tripulación de la embarcación y del personal especializado.

28. La construcción de la embarcación puede iniciarse en caso de que se disponga de un proyecto de la embarcación debidamente aprobado y de un IJS después que la organización de construcción naval haya recibido una licencia para el derecho a realizar trabajos en el campo del uso de la energía atómica, de conformidad con la legislación de la Federación de Rusia en el campo del uso de la energía atómica.

29. El proyecto de la embarcación debe incluir las medidas técnicas y organizativas para garantizar la protección física y la seguridad contra incendios de la embarcación.

30. El proyecto de la embarcación debe prever los medios de comunicación y notificación, incluidos los redundantes, para la organización de la gestión de la instalación nuclear en los modos normales de operación, en caso de accidentes base de diseño y accidentes que sobrepasan al de base de diseño.

III. Clasificación de los sistemas y componentes de la   
instalación nuclear de la embarcación

31. Los sistemas y componentes de la instalación nuclear de la embarcación se diferencian por:

la finalidad;

el impacto en la seguridad tecnológica.

32. Los sistemas y componentes de la instalación nuclear de la embarcación se dividen por la finalidad en:

los sistemas y componentes de funcionamiento normal;

los sistemas y componentes de seguridad tecnológica;

los sistemas y componentes de los medios técnicos especiales para la gestión de accidentes que sobrepasan al de base de diseño.

Los sistemas y componentes de seguridad tecnológica también difieren por la naturaleza de las funciones de seguridad tecnológica que realizan.

33. Los sistemas y componentes de la instalación nuclear de la embarcación se dividen por su impacto en la seguridad tecnológica en:

los importantes para la seguridad tecnológica"

el resto, que no afectan a la seguridad tecnológica.

Los sistemas y componentes importantes para la seguridad incluyen:

los sistemas y componentes de seguridad tecnológica;

los sistemas y componentes de funcionamiento normal cuyo fallo conduzca a superar los límites de dosis principales, los niveles admisibles de exposición a radiaciones ionizantes, las emisiones o descargas máximas admisibles de sustancias radiactivas, o los niveles admisibles de contaminación radiactiva de los recintos de trabajo de la embarcación;

los sistemas y componentes de control y gestión de funcionamiento normal incluidos en el sistema de control y protección, así como otros componentes de los sistemas de funcionamiento normal directamente relacionados con el reactor, cuyo fallo único interrumpa su funcionamiento normal o provoque el fallo de los sistemas destinados a subsanar las desviaciones del funcionamiento normal;

los sistemas y componentes previstos para la gestión de accidentes durante los tres primeros días después del suceso iniciador del accidente que sobrepasa al de base de diseño;

los sistemas y componentes del control radiológico.

34. Los sistemas y componentes de seguridad tecnológica se dividen por la naturaleza de las funciones que desempeñan en:

de protección;

de confinamiento;

de garantía;

de gestión.

35. Se establecen cuatro clases de seguridad tecnológica según la influencia de los componentes de la instalación nuclear en la seguridad tecnológica.

Clase 1. La clase 1 incluye los elementos combustibles y los componentes de la instalación nuclear, cuyos fallos pueden ser los sucesos iniciadores de accidentes que provoquen daños a los elementos combustibles que superen el límite máximo de diseño expresado a través del volumen de actividad del caloportador durante la operación de diseño de los sistemas de seguridad.

Clase 2. La clase 2 incluye los siguientes componentes de la instalación nuclear no incluidos en la clase 1:

los componentes cuyos fallos son los sucesos iniciadores que provocan daños en los elementos combustibles sin sobrepasar el límite máximo de diseño en la operación de diseño de los sistemas de seguridad, teniendo en cuenta el número de fallos en estos sistemas normalizados para accidentes base de diseño;

los componentes de los sistemas de seguridad cuyos fallos individuales conducen, en caso de un accidente base de diseño, a la vulneración de los límites de diseño para tales accidentes.

Clase 3. La clase 3 incluye los componentes de la instalación nuclear importantes para la seguridad que no están incluidos en las clases 1 y 2.

Clase 4. La clase 4 incluye los componentes del funcionamiento normal de la instalación nuclear que no afectan a la seguridad tecnológica y no están incluidos en las clases 1, 2 y 3.

Los componentes usados para gestionar el accidente que sobrepasa al de base de diseño no incluidos en las clases de seguridad 1, 2 o 3, también pertenecen a la clase de seguridad 4.

36. Si algún componente contiene al mismo tiempo las características de diferentes clases, se debe atribuirlo a la clase de seguridad tecnológica más alta.

37. Los componentes que dividen los componentes de diferentes clases de seguridad tecnológica, deben atribuirse a la clase de seguridad tecnológica más alta.

38. Las clases de seguridad de los componentes de la instalación nuclear se atribuyen por los diseñadores de los proyectos de la instalación del reactor y de la embarcación de acuerdo con los requisitos de estas Disposiciones Generales.

La lista de sistemas de la IN importantes para la seguridad, con indicación de los componentes de las clases de seguridad 1 - 3, será determinada por la organización responsable del diseño y presentada en el proyecto de la embarcación.

39. Los requisitos de calidad y mantenimiento de los componentes de la IN atribuidos a las clases de seguridad 1, 2, 3 se establecen en los actos jurídicos normativos y otros documentos normativos que establecen los requisitos de su diseño y operación de los componentes de la IN. Sin embargo, a la clase de seguridad más alta deben corresponder los requisitos de su calidad y mantenimiento más altos, presentados en los documentos indicados.

40. La pertenencia de los componentes a las clases de seguridad 1, 2, 3, con su sujeción a los requisitos de los actos jurídicos normativos y otros documentos normativos se debe justificarse e indicarse en los documentos de diseño, construcción, fabricación de los sistemas y componentes de la IN y reflejarse en el IJS.

41. La designación de la clase refleja la pertenencia del componente a las clases de seguridad 1, 2, 3, 4. La designación de clasificación se complementa con un símbolo que refleja la finalidad del componente y (o) la naturaleza de las funciones desempeñadas por el componente:

N - componente de operación rutinaria;

Z - componente de protección;

L - componente de confinamiento;

O - componente de garantía;

U - componente de gestión del sistema de seguridad tecnológica;

T - componente de los medios técnicos especiales para gestionar los accidentes que sobrepasan al de base de diseño.

Si el componente tiene varios valores, todos se incluyen en su designación.

Ejemplos de la designación de clasificación:

2N, 3Z, 2NZ, 3T.

IV. Requisitos básicos de seguridad tecnológica que se realizan   
en el proyecto de las instalaciones nucleares de las embarcaciones.

Requisitos generales

42. Los sistemas y componentes importantes para la seguridad deben diseñarse y construirse de acuerdo con los principios de estas Disposiciones Generales cumpliendo otros códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica.

43. Los siguientes principios de diseño deben aplicarse para lograr la fiabilidad requerida de los sistemas de seguridad tecnológica:

el principio de fallo único es el principio según el cual el sistema debe desempeñar las funciones establecidas en cualquier suceso iniciador que necesita su funcionamiento y en caso de fallo de uno o varios de los componentes activos o componentes pasivos que tengan partes móviles mecánicas independientemente del suceso iniciador;

el principio de prioridad es que la función de seguridad tecnológica tiene prioridad sobre todas las demás acciones de control;

el principio de independencia es el principio de aumentar la fiabilidad por medio de aplicación de la división funcional y (o) física de los canales (componentes), en el que el falló de un canal (componente) no lleva al fallo de otro canal (componente).

el principio de fallo seguro es el aumento de la fiabilidad de la función del sistema de seguridad tecnológica mediante la aplicación de soluciones técnicas; de acuerdo con este principio, en caso de fallo del sistema o del componente, el sistema pasa a un estado seguro sin necesidad de iniciar ninguna acción a través de los sistemas de gestión de seguridad (SGS).

el principio de enfoque conservador es un enfoque de análisis de accidentes en el que se aceptan valores y límites de parámetros y características, así como las condiciones que se sabe que conducen a los resultados más adversos;

el principio de aprobación es el principio según el cual las decisiones técnicas y organizativas deben ser probadas por la experiencia previa o las pruebas, las investigaciones, la experiencia de la explotación de los prototipos y corresponder a los requisitos de los documentos normativos;

el principio de irreversibilidad de la función es el aumento de la fiabilidad de la ejecución de la función de seguridad debido a que la acción de protección iniciada completa el algoritmo de su aplicación, independientemente del cambio de las condiciones iniciales que causó la ejecución de la acción;

el principio de diversidad es el aumento de la estabilidad del sistema frente a los fallos de causa común mediante el uso de medios diferentes y/o medios similares basados en principios de acción diferentes en sistemas diferentes (o dentro del mismo sistema en canales diferentes), si es posible;

el principio de redundancia es el principio de aumentar la fiabilidad mediante la aplicación de varios componentes idénticos o diferentes (canales, sistemas) de modo que cada uno de ellos pueda realizar la función requerida independientemente del estado, incluido el fallo, de otros componentes (canales, sistemas) diseñados para realizar esta función;

el principio de verificabilidad de la función es asegurar el control sobre la disponibilidad del sistema, canal y componente para realizar la función y controlar la formación, el paso y el cumplimiento de la función.

44. La instalación nuclear de la embarcación debe estar diseñada para desempeñar sus funciones en las condiciones establecidas en el proyecto de la embarcación, de acuerdo con las zonas de operación especificadas en el proyecto de la embarcación.

45. El proyecto de la embarcación se deben establecer y justificar, y el IJS se deben reflejar los límites y condiciones de operación, límites y condiciones de operación segura para todos los estados de operación de la instalación nuclear, incluyendo la operación del reactor a capacidad, el estado de parada, y el trasbordo de combustible.

46. La instalación nuclear de la embarcación debe disponer de los sistemas de seguridad destinados para desempeñar las siguientes funciones principales de seguridad tecnológica:

la parada de emergencia del reactor y su mantenimiento en el estado subcrítico;

la extracción emergente de calor del reactor, así como del almacén de CNG;

el mantenimiento de las sustancias radiactivas dentro de los límites establecidos;

la garantía de subcriticidad durante el almacenamiento del combustible nuclear.

Hay que excluir la influencia mutua de los sistemas de seguridad tecnológica que les impide desempeñar debidamente sus funciones de seguridad tecnológica. Esto se logra incluso por tales métodos como la separación física, la independencia funcional.

47. El proyecto de la embarcación debe prever los medios técnicos de control del estado de la instalación del reactor y la instalación nuclear en situaciones de accidentes, incluidos los accidentes graves, así como los medios de monitorización posterior a una situación de emergencia. El alcance del control de la instalación del reactor y de la instalación nuclear, previsto en el proyecto de la embarcación, debe ser suficiente para la gestión de accidentes.

48. Durante los trabajos de diseño de la IN de la embarcación hay que considerar y justificar las medidas de protección de los sistemas y componentes de seguridad tecnológica, así como los sistemas y componentes de los medios técnicos especiales para gestionar los accidentes contra los fallos de causa común por medio de realización de los principios de diversidad, redundancia e independencia.

49. Durante los trabajos de construcción de los sistemas y elementos de la instalación nuclear y de diseño de la instalación del reactor, se debe dar preferencia a los sistemas y componentes basados en el principio pasivo de la acción y en las propiedades de autoprotección interna (autorregulación, inercia térmica, circulación natural y otros procesos naturales), así como en la aplicación del principio de fallo seguro.

50. Al proyectar la instalación nuclear, deben preverse medios para evitar los errores de la tripulación de la embarcación y (o) del personal especializado, o para mitigar sus consecuencias, incluso durante el mantenimiento y la reparación.

51. El uso multipropósito de los sistemas de seguridad y sus componentes, así como la combinación de las funciones de seguridad con las funciones del funcionamiento normal, no debe dar lugar a la violación de los requisitos de seguridad de la instalación nuclear y a una disminución de la fiabilidad de las funciones de seguridad.

52. Los sistemas y componentes que son importantes para la seguridad deben ser sometidos a pruebas directas y completas para comprobar su conformidad con los indicadores de diseño durante la puesta en marcha, después de las modernización, reparaciones y periódicamente a lo largo de su vida útil. Si no es posible una verificación directa y/o completa, se requerirán ensayos indirectos y/o parciales.

53. Los sistemas de seguridad de la instalación nuclear deben funcionar de manera que su acción inicial se ajuste plenamente a sus funciones. El retorno del sistema de seguridad a su estado inicial se llevará a cabo de acuerdo con los requisitos establecidos en el proyecto de la embarcación y reflejados en la documentación de operación.

54. Si el sistema importante para la seguridad está realizado con el uso de los dispositivos digitales programados, hay que establecer y aplicar las correspondientes normas, reglas y métodos para el desarrollo, pruebas y verificación de los dispositivos digitales programados y programas informáticos durante toda la vida útil del sistema y, especialmente, en el proceso de desarrollo de los programas informáticos. Todos los desarrollos deben ser los objetos del sistema de garantía de calidad. Deben preverse los medios de protección contra la intervención no sancionada en el trabajo de los programas informáticos.

55. En el IJS se deben presentar los análisis de la fiabilidad del desempeño de las funciones por los sistemas importantes para la seguridad tecnológica, así como los indicadores de fiabilidad de los componentes importantes para la seguridad tecnológica. El análisis de la fiabilidad debe realizarse considerando los fallos de causa común y errores de la tripulación de la embarcación y/o del personal especializado.

Los indicadores de la fiabilidad de los sistemas y componentes importantes para la seguridad tecnológica deben mantenerse durante la operación.

56. En el proyecto de la embarcación hay que establecer los requisitos de los regímenes químicos de los entornos de sistemas y componentes de la instalación nuclear que deben cumplirse en la operación con el fin de mantenimiento de la integridad de las barreras físicas en el trayecto de propagación de la radiación ionizante y las sustancias radiactivas en el medio ambiente.

La construcción y características de la zona activa

54. La zona activa debe ser diseñada de tal modo que en caso de operación rutinaria y funcionamiento anormal incluso hasta los accidentes base de diseño se garantice la ausencia de deformación de los componentes del núcleo que vulneran el funcionamiento normal de los medios para influir en la reactividad y la parada emergente del reactor o que impiden el enfriamiento de los elementos combustibles con la superación de los límites de diseño establecidos de vulneración de los elementos combustibles.

58. Las características del combustible nuclear, el diseño del reactor y otros equipos del circuito primario (incluido el sistema de limpieza del caloportador), con sujeción al funcionamiento de otros sistemas, no deben permitir la formación de masas críticas secundarias en caso de accidentes graves que sobrepasan al de base de diseño, entre otras cosas la fusión del combustible.

59. El núcleo, el reactor, los sistemas y los componentes de seguridad tecnológica deben estar diseñados de tal manera que en caso de cualquier funcionamiento anormal se impida la penetración del cuerpo del reactor.

60. El diseño del reactor y los medios para influir en la reactividad deben excluir los cambios involuntarios de reactividad en las inclinaciones de diseño (rotaciones), vuelcos, vibraciones, impactos y otras cargas dinámicas previstas en el proyecto de la embarcación.

61. Los medios para influir en la reactividad deben transferir la instalación del reactor de la embarcación a un estado subcrítico desde cualquier nivel de su potencia durante el tiempo definido en el proyecto de la instalación del reactor de la embarcación.

62. Las instalaciones nucleares deben disponer de sistemas para disipar el calor remanente del núcleo durante el funcionamiento normal, así como durante el cierre de emergencia del reactor, la sobrecarga del núcleo y los trabajos de reparación. Deben funcionar durante y después de todos los accidentes base de diseño.

63. El proyecto de la embarcación debe prever un sistema de enfriamiento de emergencia del núcleo, diseñado para compensar las pérdidas de caloportador y el enfriamiento del núcleo en caso de accidente base de diseño.

Circuito de caloportador del reactor

64. El circuito de caloportador del reactor debe soportar sin destrucción las cargas estáticas y dinámicas y los efectos de la temperatura que surjan en cualquier parte del circuito de caloportador (teniendo en cuenta las acciones de los sistemas de seguridad tecnológica y sus posibles fallos de conformidad con el punto 17 de las presentes Disposiciones Generales) en caso de funcionamiento anormal antes de los accidentes base de diseño, entre otras cosas las liberaciones involuntarias de energía al caloportador, causadas por:

la introducción repentina de reactividad positiva en caso de descarga del órgano para influir en la reactividad (con la máxima eficacia) a la velocidad máxima, a menos que el diseño impida dicha descarga;

la introducción del caloportador "frío" en el núcleo (con un coeficiente negativo de reactividad a la temperatura del caloportador) o cualquier otro posible efecto positivo de reactividad relacionado con el caloportador.

65. El concepto de "fuga antes de la destrucción" debe aplicarse al circuito de caloportador del reactor en el proyecto de la instalación del reactor. Se deben proporcionar los medios técnicos y las medidas organizativas para garantizar la detección oportuna de una grieta pasante en las tuberías del circuito de caloportador del reactor y la transferencia la instalación del reactor a un estado seguro hasta que la grieta alcance las dimensiones críticas.

En caso de que se produzca una desviación del requisito anterior, deberá justificarse en el proyecto de la instalación del reactor.

66. La disposición del circuito de caloportador del reactor debe proporcionar las condiciones para el desarrollo de la circulación natural del caloportador en el circuito en caso de pérdida o ausencia de la circulación forzada, entre otras cosas, en caso de accidentes base de diseño.

67. Los sistemas de limpieza del caloportador del reactor deben diseñarse de manera que funcionen hasta el límite de la operación segura según la vulneración de los elementos combustibles para garantizar la operación de la instalación nuclear con un nivel de actividad en el circuito de caloportador del reactor en el valor más bajo que pueda razonablemente alcanzarse.

68. En la instalación nuclear del circuito de caloportador del reactor deberían preverse:

las medidas para prevenir la acumulación de hidrógeno en concentraciones explosivas;

las medidas para evitar la entrada de objetos extraños;

los medios de control del contenido de los absorbedores de neutrones en el caloportador, así como en los medios que entran en el circuito de refrigerante del reactor;

los medios técnicos de control de la actividad del caloportador;

los medios técnicos de control del nivel de caloportador en el reactor o en los compensadores de presión;

los medios técnicos para limitar el caudal de fuga del caloportador del circuito;

las medidas para excluir el impacto negativo del aislamiento térmico del circuito en la funcionalidad de los sistemas de seguridad tecnológica.

Gestión de los procesos tecnológicos

Requisitos generales

69. La gestión de los procesos tecnológicos de la instalación nuclear debe ser llevada a cabo por el sistema de gestión integrada de los medios técnicos (SGI MT), que incluye los sistemas (subsistemas) necesarios para resolver las tareas de gestión de los componentes funcionales de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados, así como los sistemas de gestión de determinados medios técnicos.

El SGI MT debe incluir los sistemas de la operación rutinaria y los SGS.

70. El sistema de gestión integrada de los medios técnicos (SGI MT) debe gestionar todos los modos de funcionamiento de la instalación nuclear con las características de calidad, fiabilidad y metrológicas establecidas en el proyecto de la embarcación.

Al desconectar la instalación nuclear (desconectarla de las fuentes del sistema de alimentación normal), el sistema (subsistema), que resuelve el problema de la gestión de los componentes funcionales de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, deberán garantizar que se cumplan los siguientes requisitos:

la introducción automática de los dispositivos de control de la reactividad en el núcleo en la posición inferior prevista en el proyecto de instalación del reactor;

la activación automática de los sistemas de enfriamiento de emergencia de la instalación del reactor;

el funcionamiento de las medios de control y gestión de los sistemas y componentes de la instalación del reactor, así como de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, que garanticen la transición segura de la instalación del reactor a un estado subcrítico desde las fuentes de alimentación de emergencia.

Para controlar la instalación del reactor y los sistemas y/o componentes tecnológicamente relacionados con ella durante el funcionamiento normal, así como durante el funcionamiento anormal, incluyendo los accidentes base de diseño, deben preverse el puesto central de gestión (PCG) y el puesto de enfriamiento de emergencia (PEE). La gestión con el puesto de enfriamiento de emergencia (PEE) se lleva a cabo en caso de funcionamiento anormal y cuando no es posible la gestión con el puesto central de gestión (PCG).

Puesto central de gestión

72. El proyecto de la embarcación debe justificar la suficiencia de las medidas previstas para garantizar el funcionamiento del PCG de la instalación nuclear en todos los modos de explotación de la embarcación, incluidos los accidentes.

El PCG debe estar protegida contra el acceso no autorizado.

73. Los parámetros controlados en la PCG deben garantizar el suministro rápido de información a la tripulación de la embarcación y/o al personal especializado sobre el estado real de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, a condición de que se respeten los límites y las condiciones de seguridad tecnológica de la operación, así como la identificación del accionamiento automático y el funcionamiento de los sistemas y componentes de seguridad tecnológica.

Deberían adoptarse medidas para garantizar que no exista una causa común de fallo del PCG y el PEE.

74. En el PCG de la instalación nuclear deberían preverse:

los medios de control y gestión de la reacción de fisión nuclear en cadena del combustible nuclear en el núcleo;

los medios de control y gestión de los sistemas y/o componentes de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella;

la señalización de la posición final y/o del indicador de la posición de los órganos de acción a la reactividad.

el sistema de transmisión rápida de información a la tripulación de la embarcación y/o al personal especializado sobre el estado de los sistemas y componentes, el equipamiento de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente con ella;

los medios de control y gestión de los sistemas y componentes de enfriamiento del CNG del almacen de combustible nuclear en el bloque generador flotante (BGF).

los medios de señalización de la ocurrencia de una reacción de fisión autosostenible en una instalación de almacenamiento de combustible nuclear al BGF;

un sistema de apoyo informativo para la tripulación y/o personal especializado.

La información sobre el estado de los sistemas y componentes de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, así como de las instalaciones de almacenamiento de combustible nuclear en el bloque generador flotante (BGF), debe garantizar una evaluación fiable de sus límites y condiciones de funcionamiento seguro.

75. Los comandos para el control remoto de los medios técnicos, formados por los sistemas de control en modo de control automático (automatizado) o por las llaves de control remoto desde los paneles del PCG, se deben registrar en forma automática. La lista de señales que deben registrarse debe justificarse en el proyecto de la embarcación y presentarse en el IJS.

76. Cuando la instalación nuclear está completamente desenergizada, se debe garantizar una comunicación fiable entre el PCG de la instalación nuclear y los otros puestos de gestión.

Puesto de enfriamiento de emergencia

77. En caso de fallo del puesto central de gestión (PCG) debe estar previsto un puesto de enfriamiento de emergencia (PEE).

78. El PEE debe garantizar que se lleven a cabo las funciones de gestión para garantizar que la instalación del reactor y los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, pasan a un estado seguro. Deberían adoptarse las medidas necesarias para proteger al PEE de las radiaciones ionizantes, los incendios, las explosiones y los objetos voladores en caso de accidentes

79. El PEE debe estar protegido contra el acceso no autorizado.

Sistema de gestión de la operación rutinaria

80. Los sistemas de control de la operación rutinaria deben garantizar:

el control de la instalación nuclear en todos los modos de operación;

el diagnóstico automático y/o automatizado del estado y de los modos de funcionamiento de la instalación nuclear;

la determinación de la vulneración de los límites y condiciones de la operación segura de la instalación nuclear, de la señalización de tales vulneraciones;

la detección de la fuga de caloportador en el circuito del reactor (con el valor de error de medición definido en el proyecto del sistema) y su localización;

el control automatizado de la radiactividad del caloportador del circuito del reactor;

la redundancia de los canales de alarma, intercambio de datos y de control;

la presentación y documentación de información sobre los parámetros tecnológicos que caracterizan el funcionamiento de la instalación nuclear;

el apoyo informativo para el operador, incluida la gestión de accidentes;

la comunicación entre la tripulación de la embarcación y (o) el personal especializado del PCG, el PEE y la tripulación de la embarcación y (o) el personal especializado de los puestos de gestión local y la tripulación de la embarcación y (o) el personal especializado, es decir, los trabajadores que realizan los trabajos directamente en los equipos de la instalación nuclear de la embarcación.

La lista de parámetros tecnológicos controlados durante la operación de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, se justifica en su proyecto técnico y se presenta en el IJS.

81. El proyecto de la embarcación en la parte de los SGOR de la instalación nuclear, debe incluir el análisis de: la reacción de los sistema de instrumentación y control de la instalación del reactor y de la instalación nuclear ante posibles fallos en los sistemas;

la fiabilidad de los medios técnicos, de los activos de software y del sistema en su conjunto;

la estabilidad de los sistemas de gestión y regulación automática;

las soluciones técnicas que excluyan la introducción no autorizada de reactividad positiva y el bloqueo de señales de protección de emergencia, que no están previstas en el proyecto técnico del sistema;

la funcionalidad y (o) el tiempo de mantenimiento de la funcionalidad del sistema de gestión en condiciones extremas (incendio, inundación, vuelco de la embarcación, aumento de la presión en el recinto).

82. En el proyecto de la embarcación en la parte de los SGOR de la instalación nuclear, deberían preverse los medios de control de la velocidad de cambio y la densidad del flujo de neutrones en todos los modos y condiciones de funcionamiento, incluido el modo subcrítico durante el arranque del reactor y en el proceso de trasbordo del combustible nuclear. En la primera carga o transbordo del combustible nuclear en el núcleo de la instalación del reactor, se permite utilizar medios adicionales (desmontables) de control de la densidad de flujo de neutrones, que deben justificarse en el proyecto de la embarcación e indicarse en el IJS.

Sistema de apoyo a la información del operador Medios   
autónomos de registro y almacenamiento de información

83. El sistema de apoyo de información del operador debe proporcionar a la tripulación del buque y/o al personal especializado la información generalizada sobre los parámetros de la instalación nuclear que describen el estado de las funciones de seguridad tecnológica.

84. En el proyecto de la embarcación deberían preverse los medios autónomos para garantizar el registro, el almacenamiento, la presentación y la transferencia de la información necesaria para la investigación de accidentes en la instalación nuclear. Los medios especificados deben estar protegidos contra el acceso no autorizado y deben permanecer operativos en caso de funcionamiento anormal, incluidos los accidentes base de diseño y los accidentes que sobrepasan al de base de diseño. El volumen de información que debe registrarse y almacenarse se justifica en el proyecto de la embarcación y se indica en el IJS.

Sistemas de seguridad

Sistemas de gestión de seguridad tecnológica

85. En el proyecto de la embarcación deberían preverse los SGS de la instalación nuclear.

86. Los SGS deben desempeñar automáticamente sus funciones cuando surjan los condicionantes, previstos en el proyecto de la embarcación. La necesidad del cambio obligatorio del funcionamiento automático de los SGC con el PCG al ejecutar el algoritmo de la defensa de emergencia debe ser justificada e indicada en el IJS. En los proyectos técnicos de la instalación del reactor y de los sistemas (subsistemas) que solucionan las tareas de control de los componentes funcionales de la instalación y de los sistemas y componentes relacionados tecnológicamente con ella, deberá indicarse que la instalación nuclear se mantiene en condiciones de seguridad en todos los casos previstos en el proyecto, sin necesidad de que intervenga el operador de la instalación durante el período de tiempo determinado.

87. Los SGS deben diseñarse de tal manera que la acción iniciada se lleve a la ejecución completa de la función de acuerdo con el algoritmo especificado para transferir la instalación del reactor a un estado seguro.

Los SGS deben estar tan separado de los sistemas de operación rutinaria, para que cualquier componente o canal de los sistemas de operación rutinaria no afecten la capacidad de los SGS para ejecutar sus funciones.

Cualquier fallo de los componentes de los SGS para el control automático de los componentes del sistema de seguridad no deberá afectar al control de los mismos por parte del operador.

88. El proyecto de la embarcación debe prever el funcionamiento a distancia y manual de los sistemas de seguridad de la instalación nuclear. Un fallo en el circuito de accionamiento automático no impedirá el accionamiento a distancia y la ejecución de las funciones de seguridad. El impacto en el número mínimo de elementos de mando deberá ser suficiente para el accionamiento a distancia y manual.

El fallo de los mandos automáticos no deberá impedir la activación a distancia o manual de los sistemas de seguridad tecnológica.

89. La disposición de los SGS deberá reducir al mínimo la posibilidad de actuaciones no esenciales.

2. En el SGS se debe prever:

el diagnóstico automático continuo de la funcionalidad;

el diagnóstico periódico de la funcionalidad de los canales de los SGS y el diagnóstico de los equipos técnicos.

Las fallas en los medios técnicos y de software y los daños en los SGS deberán invocar la generación de señales en el PCG y en los puestos de control locales y provocar acciones para garantizar la seguridad tecnológica de la instalación nuclear.

El proyecto de la embarcación en la parte de los SGS de la instalación nuclear, deberá contener un análisis en un volumen similar a los requisitos del párrafo 81 de las presentes Disposiciones Generales.

Sistemas de seguridad de protección

91. En el proyecto de la embarcación se deben prever los sistemas de seguridad de protección que garanticen la parada de emergencia fiable del reactor y su mantenimiento en un estado subcrítico en los modos de funcionamiento normal y en caso de funcionamiento anormal, incluidos los accidentes base de diseño.

92. La eficiencia y la velocidad de los sistemas de parada de emergencia deben ser suficientes para limitar la liberación de energía a un nivel que no cause daños a los elementos combustibles o a los sistemas y elementos del circuito de caloportador del reactor más allá de los límites de diseño especificados, a fin de compensar la reactividad positiva resultante de cualquier efecto de reactividad o de una posible combinación de efectos de reactividad durante el funcionamiento normal y los accidentes base de diseño.

93. La parada de emergencia del reactor debe realizarse independientemente de la disponibilidad y el estado de las fuentes de alimentación.

94. Los sistemas de evacuación de calor de emergencia desde el reactor hasta el disipador de calor final, formado por varios canales independientes, estarán dispuestos dentro de los sistemas de seguridad de protección.

95. Se adoptarán medidas para evitar la transición del reactor al estado crítico y la superación de la presión admisible en el sistema del circuito primario del reactor durante la activación y el funcionamiento del sistema de emergencia de evacuación de calor del reactor.

96. El accionamiento de los sistemas de seguridad de protección no deberá provocar fallos los sistemas y(o) componentes de la operación rutinaria. El proyecto deberá justificar el número de activaciones de los sistemas de seguridad de protección (incluidas las activaciones falsas) permitidas durante la vida útil de la instalación nuclear de la embarcación, en función de su impacto en el ciclo de vida de los sistemas y mecanismos de la instalación nuclear.

Sistemas de confinamiento de seguridad

97. Hay que prever los sistemas de confinamiento de seguridad para retener las sustancias radiactivas y radiación ionizante dentro de los límites previstos por el proyecto de la embarcación durante un accidente.

98. En cada instalación del reactor hay que prever los sistemas de confinamiento de seguridad que deben desempeñar las funciones establecidas para los accidentes base de diseño, así como para los accidentes que sobrepasan al de base de diseño, considerados de acuerdo con el párrafo 21 de estas Disposiciones generales. Se permite el uso conjunto de determinados elementos de los sistemas de confinamiento de seguridad en general para varias instalaciones del reactor, si en el proyecto de la embarcación se justifica la exclusión del impacto del accidente de una instalación del reactor a la otra.

99. La instalación del reactor de la embarcación debe tener un sistema doble de confinamiento que incluye un dispositivo de protección y una vaina protectora. El dispositivo de protección se puede combinar con las estructuras del casco de la embarcación.

100. La vaina protectora estará diseñada para la presión interna causada por el escape accidental de refrigerante del circuito del reactor en el momento de la ruptura instantánea de la tubería, teniendo en cuenta el funcionamiento del sistema de alivio de la presión de contención, y conservará su función incluso si la embarcación se inundara.

Las pruebas de contención durante la puesta en marcha deben realizarse a la presión de diseño. Las pruebas posteriores se llevan a cabo a la presión justificada en el proyecto de la embarcación. Los medios técnicos ubicados dentro de recintos sellados deben soportar las pruebas sin pérdida de la funcionalidad. El proyecto de la embarcación debe incluir los procedimientos y medios técnicos para probar los recintos herméticos para el cumplimiento de los parámetros del proyecto.

101. Todos los componentes del circuito de contención hermético a través de los cuales, en caso de accidente, las sustancias radiactivas pueden escapar más allá de los límites de los recintos herméticos,deben estar equipados con válvulas de cierre o medios técnicos de contención.

102. El proyecto de la embarcación debe justificar los valores de los niveles admisibles de radiación ionizante detrás de la protección biológica y el grado de falta de hermeticidad admisible de la vaina protectora, asegurando que durante la operación rutinaria y el funcionamiento anormal, incluidos los accidentes base de diseño, no se superen los límites de dosis principales para la exposición de los miembros de la tripulación de la embarcación y del personal especializado y las normativas de descarga de sustancias radiactivas en el medio ambiente.

El cumplimiento de la estanqueidad real de diseño debe confirmarse antes de la puesta en marcha física del reactor y comprobarse durante el funcionamiento a intervalos especificados en el proyecto de la embarcación.

103. Se deben adoptar medidas para detectar y prevenir la formación de concentraciones explosivas de hidrógeno en los recintos de la instalación del reactor.

Sistemas de garantía de seguridad

104. Hay que prever en el proyecto de la embarcación los sistemas de garantía de seguridad necesarios que desempeñan las funciones de abastecimiento a los sistemas de seguridad del entorno de trabajo, energía y creación de las condiciones necesarias de su funcionamiento, incluso la transmisión del calor al sumidero final. A los sistemas de garantía de seguridad pueden pertenecer también los sistemas de protección contra incendios que garantizan las condiciones necesarias de funcionamiento de los sistemas de seguridad en el caso de producirse un incendio.

105. Los sistemas de garantía de seguridad de la instalación nuclear deben tener los indicadores de fiabilidad de desempeño de las funciones establecidas, suficientes para que, junto con los sistemas de seguridad abastecidos por estos, se logra la fiabilidad necesaria de funcionamiento de los últimos, definida en el proyecto de la embarcación.

106. El desempeño por los sistemas de garantía de seguridad de las funciones de acuerdo con el párrafo 104 de estas Disposiciones generales debe prevalecer sobre la acción de las defensas interiores de los componentes que abastecen a los sistemas de seguridad tecnológica si esto no lleva a las consecuencias más graves para la seguridad de la embarcación.

La lista de las defensas internas ininterrumpidas de los elementos que abastecen a los sistemas de seguridad debe ser justificada en el proyecto de la embarcación y deducidos en el IJS.

107. El suministro de energía eléctrica de los sistemas de seguridad de la instalación nuclear procederá de los sistemas de suministro de energía eléctrica principal, de reserva y de emergencia de la embarcación. Los sistemas de suministro de energía de reserva y de emergencia deben ser independientes del funcionamiento de la instalación nuclear y de los sistemas y/o componentes relacionados a ella.

El sistema de alimentación de reserva y de emergencia en su conjunto debe abastecer de energía a los sistemas necesarios para poner fuera de servicio la instalación del reactor y mantenerla en condiciones seguras durante el período de tiempo especificado en el proyecto de la embarcación, teniendo en cuenta la posibilidad de suministrar combustible a las fuentes de alimentación de los sistemas de alimentación de reserva y de emergencia o a la fuente de alimentación de una fuente externa, y, en el caso de la embarcación autopropulsada, debe preverse, además, la posibilidad de que esta pueda desplazarse dentro de los límites y en las condiciones que se especifican en el proyecto de la embarcación y justificados en el IJS.

108. Cuando existen fuentes de energía de reserva y de emergencia similares que no proporcionan un suministro continuo de electricidad, teniendo en cuenta el principio de fallo único, se deberá prever una fuente de energía independiente de transición para garantizar la continuidad del funcionamiento de los medios técnicos necesarios para la entrada o salida, el enfriamiento de la instalación del reactor durante el período de puesta en servicio de las fuentes de energía de reserva o de emergencia.

El tiempo necesario para la puesta en servicio de las fuentes de energía eléctrica de reserva o de emergencia debe justificarse en el proyecto de la embarcación y debe indicarse en el IJS.

109. Cuando existen varias instalaciones del reactor en la embarcación, los sistemas de suministro de energía eléctrica deben proyectarse y calcularse teniendo en cuenta la posibilidad de suministrar energía de reserva y de emergencia a cada instalación del reactor.

La posibilidad de suministrar energía eléctrica de reserva y de emergencia a la instalación del reactor debe ser suministrada por el PCG, el PEE y la estación de gestión local.

Requisitos de protección estructural, colocación de la  
 instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella  
 en la embarcación.

110. La colocación de la instalación del reactor y de los sistemas y/o componentes tecnológicamente relacionados con ella en la embarcación se justificará en el proyecto de la embarcación teniendo en cuenta las peculiaridades de la instalación del reactor, garantizando la seguridad de la tripulación de la embarcación y del personal especializado, así como la posibilidad de acceder a los equipos durante el mantenimiento y la reparación.

111. El compartimento del reactor, los compartimentos adyacentes o partes de los mismos estarán equipados con una protección estructural diseñada para proteger la instalación del reactor y los sistemas importantes para la seguridad contra los daños debidos a los impactos externos de origen natural y artificial considerados en el proyecto de la embarcación.

112. Cuando se ubican los mecanismos, equipos y accesorios del SGI MT, importantes para la seguridad de la instalación del reactor y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella, debe proporcionarse su protección contra las influencias internas (del lado de la embarcación) y externas, que se tienen en cuenta en el proyecto de la embarcación.

113. Las conexiones entre los sistemas generales de la embarcación y los sistemas que contienen o pueden contener sustancias radiactivas, según lo requiera el proyecto de la embarcación, estarán equipadas con válvulas de cierre doble.

La justificación de la seguridad tecnológica de dichos compuestos debe figurar en el proyecto de la embarcación y presentarse en el IJS.

Requisitos de los sistemas de gestión del combustible nuclear   
y de los desechos radiactivos en el bloque generador flotante.

114. El sistema de gestión del combustible nuclear debe garantizar la seguridad tecnológica durante su almacenamiento y las operaciones de transporte y tecnológica con él.

115. La seguridad en la gestión del combustible nuclear debe estar justificada en el proyecto de la embarcación. El IJS en la parte de gestión del combustible nuclear debe contener una listas de posibles vulneraciones de la operación rutinaria, de los sucesos iniciadores de los accidentes base de diseño y de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño, así como una justificación de la seguridad.

La instalación de almacenamiento del CNG deberá disponer de sistemas de evacuación del calor hasta el sumidero final para evitar el daño del combustible nuclear y que las sustancias radiactivas penetren en las instalaciones de la embarcación y en el medio ambiente.

El proyecto de la embarcación debe prever los medios técnicos para llevar a cabo operaciones de transporte y tecnológicas con el combustible nuclear, incluida la retirada del combustible nuclear gastado del bloque generador flotante (BGF).

El análisis de seguridad tecnológica de las instalaciones de almacenamiento de combustible nuclear debe realizarse durante la operación rutinaria, el funcionamiento anormal, incluidos los accidentes.

116. Debe excluirse la posibilidad de alcanzar la criticidad en las operaciones de almacenamiento y transporte de combustible nuclear debido a que las instalaciones de almacenamiento y los medios de transporte y las operaciones tecnológicas deben tener las características apropiadas.

117. El período de almacenamiento permitido del combustible nuclear en la embarcación debe justificarse en su proyecto y presentarse en IJS.

118. El CNG se puede transbordar desde la embarcación sólo a las instalaciones especialmente diseñadas para la gestión del CNG.

119. La organización de operación debe garantizar la gestión segura de los desechos radiactivos, incluido su almacenamiento dentro de los términos establecidos de almacenamiento intermedio de los DRA.

120. Los desechos radiactivos a bordo de la embarcación deberán ser recogidos y almacenados en recipientes y contenedores especiales ubicados en la zona controlada. Los DRA se pueden transbordar desde la embarcación sólo a las instalaciones especialmente diseñadas para la gestión de los DRA.

121. El proyecto de la embarcación debe contener un análisis de la composición y cantidad de DRA sólido, líquido y gaseoso durante el funcionamiento normal de la embarcación, así como una evaluación de la composición y cantidad de DRA durante los accidentes base de diseño, realizados con el fin de planificar las medidas técnicas y organizativas para la gestión del DRA en el período posterior al accidente.

Deben preverse los medios técnicos de gestión de los DRA que permitan la recogida, clasificación, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento de los DRA durante el funcionamiento normal de la embarcación y sus vulneraciones, incluidos los accidentes base de diseño.

V. Seguridad tecnológica en la construcción de embarcaciones

122. La responsabilidad de garantizar la seguridad de la embarcación en el hito de construcción y puesta en servicio recae en la organización principal de diseño y en la organización de construcción naval, y después de la aceptación de la embarcación en funcionamiento en la organización de operación.

123. La instalación de los sistemas y componentes de la instalación nuclear se llevará a cabo de acuerdo con los requisitos de la documentación de diseño de trabajo.

El control de calidad y la aceptación de las obras ejecutadas y de los servicios prestados se realizarán de acuerdo con los requisitos de las códigos y estándares en el campo del uso de la energía nuclear, los documentos de normalización adoptados de conformidad con la legislación de la Federación Rusa en materia de normalización y la documentación de diseño de trabajo.

124. Los resultados de los trabajos de instalación y ajuste, el arranque físico del reactor y las pruebas de la instalación en su conjunto deberán confirmar que la instalación, así como los sistemas y componentes importantes para la seguridad, se han ejecutado y funcionan de acuerdo con el proyecto, y que se han eliminado las deficiencias detectadas. Las pruebas en la instalación nuclear deben llevarse a cabo de acuerdo con los programas y métodos desarrollados por la organización de diseño principal.

125. Las características reales de los sistemas y componentes importantes para la seguridad se deben determinar y documentar durante las pruebas de la instalación nuclear de la embarcación.

La lista de parámetros a documentar viene determinada por los respectivos programas de pruebas.

126. La carga de combustible nuclear en el reactor, el arranque físico del reactor y las pruebas exhaustivas de la instalación nuclear deben llevarse a cabo de conformidad con las condiciones de transición de un hito de trabajo a otro, establecidas por los requisitos de las códigos y estándares en el campo del uso de la energía nuclear.

VI. Seguridad tecnológica durante la explotación de las embarcaciones.

Disposiciones Generales

127. Mientras a bordo de la embarcación se encuentra el combustible nuclear, la instalación del reactor y el almacén de CNG deberán estar bajo la supervisión de los miembros de la tripulación y del personal especializado de guardia.

128. Todos los trabajos en la embarcación para el trasbordo del combustible nuclear y la retirada de los desechos radiactivos, o que impliquen la posibilidad de que se extienda la contaminación radiactiva, sólo deben llevarse a cabo en los emplazamientos debidamente situados y equipados. Debe garantizarse el control de la exposición de los miembros de la tripulación y del personal especializado durante la ejecución de dichos trabajos.

129. En condiciones funcionamiento normal, en la embarcación se debe garantizar la posibilidad de entrada de emergencia de la instalación del reactor al nivel de potencia especificado en su diseño.

El número de entradas y salidas de emergencia de la instalación del reactor deberá justificarse en el proyecto de la instalación del reactor y presentarse en el IJS.

Organización de explotación

130. La organización de operación se encargará de crear las estructuras organizativas necesarias para la operación segura de la embarcación, dotarlas de los poderes necesarios, dotarlas de recursos financieros, materiales y técnicos, documentación operativa y reglamentaria, apoyo científico y técnico, organizar la protección física y la seguridad contra incendios de la embarcación, seleccionar, capacitar y recapacitar a las tripulaciones de la embarcación y a su personal especializado y garantizar la creación de un ambiente en el que la seguridad se considere una responsabilidad personal de la tripulación de la embarcación y del personal especializado, y garantizar un seguimiento continuo de la seguridad de la instalación nuclear.

131. La explotación de la instalación nuclear se lleva a cabo de acuerdo con el manual de explotación de la instalación nuclear elaborado por la organización de diseño principal, con la participación de los diseñadores del SGI MT, la instalación del reactor y de las organizaciones de diseño de determinados sistemas y componentes.

132. El manual de operación de la instalación nuclear debe incluir las reglas y métodos básicos de operación segura, así como los límites y condiciones de operación segura de los equipos de la instalación nuclear.

133. El número de tripulantes de la embarcación y/o el personal especializado, necesario para garantizar la seguridad de las operaciones de la instalación nuclear, se debe justificar en el proyecto de la embarcación. Los cambios en la plantilla de los miembros de la tripulación de la embarcación y/o el personal especializado durante el proceso de operación deben ser acordados por la organización de diseño principal y aprobados por la organización de operación para cada embarcación (o un proyecto de la embarcación), dependiendo de su finalidad y especificidad.

134. La organización de operación organiza el desarrollo y la emisión de instrucciones que determinan las acciones de los miembros de la tripulación de la embarcación y del personal especializado en caso de accidentes base de diseño, las directrices para la gestión de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño, sobre la base del IJS y del manual de operación de la instalación nuclear.

Las acciones de los miembros de la tripulación del buque y del personal especializado prescritas en las instrucciones y directrices en caso de accidentes que sobrepasan al de base diseño se basarán en los signos de los sucesos que se produzcan, en el estado de la instalación nuclear y en la previsión de las condiciones previstas en el curso de la evolución del accidente.

El manual de operación de la instalación nuclear debe contener una lista de las operaciones potencialmente peligrosas y los requisitos técnicos para su ejecución.

135. Para mantener la funcionalidad de los sistemas y componentes de seguridad de la instalación nuclear y evitar fallas en los sistemas y componentes importantes para la seguridad, deben llevarse a cabo su mantenimiento, reparación, prueba y verificación. La ejecución de estos trabajos se debe documentar. En los trabajos de mantenimiento y reparación de los sistemas y/o componentes de seguridad, así como en las pruebas e inspecciones, deben observarse las condiciones de seguridad de funcionamiento especificadas en el manual de operación (reglamentación tecnológica). Se deben tomar medidas para excluir la posibilidad de cambios no autorizados en los esquemas, equipos y algoritmos de la SAT. Después del mantenimiento, se debe comprobar la funcionalidad de los componentes de los sistemas de seguridad y de los propios sistemas, así como el cumplimiento de las especificaciones de diseño y la documentación de los resultados.

136. La organización de explotación debe establecer y mantener el procedimiento de mantenimiento, almacenamiento y reconsideración de la documentación de operación.

El proyecto de la embarcación, la documentación ejecutiva para la construcción de la instalación, los informes de pruebas y la documentación "as built" para el mantenimiento y reparación de los sistemas y componentes de seguridad tecnológica, así como de los sistemas y componentes importantes para la seguridad, clasificados como clases de seguridad 1 y 2, se conservarán durante todo el período de explotación de la instalación nuclear.

137. La organización de operación debe documentar y mantener los límites y las condiciones de funcionamiento seguros de la instalación nuclear durante toda la vida útil de la embarcación. Los materiales de investigación de las vulneraciones en la operación de la instalación nuclear deben ser almacenados por la organización de operación durante todo el período de explotación de la embarcación.

138. No se permite el arranque de la instalación del reactor caso de fallas en los sistemas y/o componentes importantes para la seguridad de la instalación nuclear. La instalación del reactor debe ser parada si no se pueden cumplir los límites y las condiciones para una operación segura.

139. Durante la explotación de la embarcación en situaciones críticas relacionadas con una amenaza de muerte, la instalación nuclear se debe explotar con la aplicación de todas las medidas técnicas y organizativas necesarias para el rescate de los miembros de la tripulación de la embarcación, del personal especializado y del público (pasajeros).

La decisión de continuar la operación de la instalación del reactor en tales situaciones debe tomarse de acuerdo con las descripciones de trabajo, teniendo en cuenta el estado de la embarcación, el riesgo potencial de radiación para los trabajadores, el público y el medio ambiente, de acuerdo con los requisitos de la documentación operativa y las instrucciones sobre el uso de medios técnicos en caso de accidente. En caso de inevitabilidad del naufragio de la embarcación, se deben tomar medidas para llevar la IR a un estado seguro.

140. El funcionamiento anormal de la instalación nuclear, incluido los accidentes, deben investigarse de conformidad con los códigos y estándares en el campo del uso de la energía nuclear. La organización de operación debe desarrollar e implementar las medidas para evitar que se repitan las vulneraciones por las razones que motivaron el funcionamiento anormal de la instalación nuclear.

141. La organización de operación estará obligada a enviar información sobre el funcionamiento anormal de la instalación nuclear al organismo autorizado de la normativa estatal de seguridad durante el uso de la energía nuclear y al organismo autorizado de gestión del uso de la energía nuclear. Se debe facilitar el acceso sin trabas de los representantes del organismo regulador de seguridad estatal autorizado para el uso de la energía atómica a la documentación operativa que contenga información sobre dichas infracciones de acuerdo con la legislación vigente.

La organización de operación debe garantizar el almacenamiento de los materiales para la investigación de las vulneraciones del funcionamiento normal de la instalación nuclear a lo largo de toda la vida útil de la embarcación.

142. La organización de operación debe elaborar informes anuales sobre la evaluación del estado de seguridad actual de la instalación nuclear, que contengan los resultados del seguimiento de la organización de operación de seguridad de la instalación nuclear, así como un análisis de seguridad de la instalación nuclear basado en indicadores de seguridad para el período de operación del informe, incluido un análisis generalizado de las infracciones en la explotación de la instalación nuclear.

Las recomendaciones sobre la composición y el contenido del informe figuran en las guías de seguridad pertinentes en el campo del uso de la energía atómica.

143. Durante la explotación de la embarcación, la organización de operación debe garantizar la recopilación, procesamiento, análisis, sistematización y almacenamiento de información sobre fallas de los sistemas y componentes importantes para la seguridad de la instalación de la nuclear, las acciones indebidas de la tripulación de la embarcación y/o del personal especializado, así como su transferencia a todas las organizaciones interesadas, de acuerdo con el procedimiento establecido por los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía nuclear.

144. Para prolongar la vida útil de la instalación nuclear más allá de la vida útil de la embarcación designado en el diseño, la organización de operación justificará la posibilidad de prolongar la vida útil designada de la instalación nuclear de conformidad con los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía nuclear.

Selección y capacitación de los miembros de la tripulación de la embarcación   
y del personal especializado

145. Durante la explotación de la instalación nuclear en los lugares de trabajo, la tripulación de la embarcación y el personal especializado autorizado a trabajar de forma independiente en sus respectivas posiciones, cuyos requisitos mínimos en cuanto al número y composición se establecen en el proyecto de la embarcación y se presentan en el IJS.

146. La realización de ciertos tipos de actividades en el campo del uso de la energía nuclear es llevada a cabo por los miembros de la tripulación de la embarcación y el personal especializado de embarcación si tienen permisos para llevar a cabo trabajos en el campo del uso de la energía nuclear, emitidos por el organismo estatal autorizado para la regulación de la seguridad de acuerdo con la legislación de la Federación de Rusia.

147. El Gobierno de la Federación Rusa determinará la lista de los especialistas de la tripulación de la embarcación o del personal especializado que, en función de sus actividades, recibirán los permisos para trabajar en el campo del uso de la energía nuclear.

Las cualificaciones necesarias para la tripulación de la embarcación y el personal especializado, para los cuales no se requiere obtener permisos del organismo autorizado para la regulación estatal de seguridad en el uso de la energía nuclear, se establecen por la organización de operación.

148. Cuando se modernicen los sistemas y/o componentes de la instalación nuclear, la organización de operación debe garantizar que se introduzcan oportunamente los cambios necesarios en la documentación de explotación, que se introduzcan los cambios en la tripulación de la embarcación o en el personal especializado correspondiente y que se lleven a cabo la capacitación y las maniobras que se consideren oportunas.

149. La organización de operación debe desarrollar programas de simulacros de emergencia y procedimientos de respuesta a los accidentes y debe organizar la preparación y realización de tales simulacros.

150. La tripulación de la embarcación y el personal especializado de la embarcación recibirán formación para hacer frente a los accidentes base de diseño y a los accidentes que sobrepasan al de base de diseño.

151. Se realizarán simulacros de emergencia para preparar a la tripulación y al personal especializado para la respuesta de emergencia.

152. En el curso de la formación profesional de la tripulación de la embarcación y del personal especializado, se utilizarán medios técnicos, incluidos simuladores de diversos tipos, para formar a los empleados de la embarcación y poner en práctica los conocimientos prácticos necesarios para la explotación de instalación nuclear. Debe prestarse especial atención a la práctica de acciones en caso de posibles infracciones (incluidos los accidentes) en el funcionamiento de la instalación nuclear y teniendo en cuenta la experiencia operativa.

153. La tripulación de la embarcación y el personal especial deben someterse a un examen médico antes de que se les permita trabajar de forma independiente.

Requisitos para garantizar la explotación

154. La organización de diseño principal en el proyecto de la embarcación deberá determinar la composición de los edificios (construcciones), el equipo tecnológico, los vehículos y las comunicaciones necesarios para garantizar la explotación de la embarcación (en adelante, la infraestructura), así como definir los límites y las condiciones de explotación segura de la embarcación en caso de que se produzcan impactos externos de origen natural e industrial.

155. Deberá contarse con la infraestructura necesaria para apoyar la explotación de la embarcación:

el mantenimiento y la reparación de la instalación nuclear (en la medida determinada por el proyecto de la embarcación) y de los sistemas y componentes tecnológicamente relacionados con ella;

el suministro de medios de trabajo, materiales, repuestos y tipos de energía necesarios;

el trasbordo del combustible nuclear al nucleo de la instalación del reactor;

el almacenamiento del combustible no irradiado y del CNG (si está definido en el proyecto de la embarcación);

la gestión de los desechos radiactivos (si está definido en el proyecto de la embarcación);

el traspaso del combustible nuclear gastado para su reprocesamiento o disposición final.

156. La infraestructura de apoyo a la explotación de la embarcación debe consistir en:

muelles de estacionamiento;

salas de inspección sanitaria y barreras sanitarias;

puntos de control radiológico y de selección de muestras del medio ambiente;

áreas de descontaminación de equipos técnicos y herramientas;

almacenamiento de combustible ni irradiado y CNG (si está definido en el proyecto de la embarcación);

emplazamientos para el almacenamiento temporal de desechos radiactivos sólidos y el almacenamiento temporal de desechos radiactivos líquidos (si está definido en el proyecto de la embarcación);

vías de acceso y mecanismos de elevación para la retirada del CNG y los DRA.

157. Los requisitos de la infraestructura necesaria para garantizar la explotación de la instalación nuclear del bloque generador flotante, se deben justificarse en su proyecto y presentarse en el IJS.

158. Las organizaciones de operación deben garantizar:

el registro de las dosis de exposición a la tripulación de la embarcación y al personal especializado que participa en el mantenimiento y reparación de la instalación nuclear y en otras operaciones con sustancias radiactivas y materiales radiactivos;

el desarrollo y la aplicación de medidas para reducir las dosis de exposición a la tripulación de la embarcación y al personal especializado por debajo de los límites establecidos y a un nivel razonablemente alcanzable;

las medidas organizativas y técnicas para garantizar las condiciones seguras de almacenamiento del combustible nuclear y los desechos radiactivos.

Garantizar la seguridad tecnológica en el trasbordo del combustible nuclear   
del núcleo de la instalación del reactor de la embarcación

159. En el proyecto de la embarcación, el cual prevé el trasbordo del combustible nuclear desde el núcleo de la instalación del reactor a bordo de la embarcación utilizando su propio sistema de gestión del combustible nuclear, debe justificarse la gestión seguro del combustible nuclear durante todas las operaciones del ciclo tecnológico de trasbordo del combustible nuclear al núcleo de la instalación del reactor al bordo de la embarcación. La justificación de la gestión segura del combustible nuclear debe presentarse en el IJS.

160. En caso de que sea necesario realizar el trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor utilizando los equipos que no formen parte del sistema de gestión de combustible nuclear de la embarcación, deberá elaborarse un proyecto técnico para el trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor utilizando estos equipos.

161. En el proyecto de la embarcación y (o) en el proyecto técnico para el trasbordo del combustible nuclear del núcleo la instalación del reactor, deben tenerse en cuenta los accidentes base de diseño al realizar el ciclo tecnológico de trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor a bordo de la embarcación.

162. Los equipos utilizados en el ciclo tecnológico del trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor, deben probarse de acuerdo con los requisitos de los sistemas de gestión del combustible nuclear.

163. Antes del inicio del ciclo tecnológico de trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor, a bordo de la embarcación deben realizarse simulacros para practicar las acciones de la tripulación de la embarcación y del personal especializado en caso de situaciones de pre-emergencia y accidentes.

164. Durante todo el ciclo completo de trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor se deben garantizar:

la subcriticidad del núcleo;

la evacuación del calor residual;

el control de la situación radiológica a bordo de la embarcación;

el control de la dosis de exposición de la tripulación de la embarcación y del personal especializado involucrado n el trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor;

el cumplimiento del reglamento del proceso tecnológico del trasbordo del combustible nuclear del núcleo de la instalación del reactor;

el registro y control de los materiales radiactivos, las sustancias radiactivas y los desechos radiactivos;

la protección física en la embarcación;

Planes de medidas para la protección de los trabajadores (personal)   
y del público en caso de accidente a bordo de la embarcación y gestión de accidentes

165. En caso de que la embarcación se utilice con fines de proyecto, así como en puntos de base y puertos de escala permanentes y temporales, incluidos los de las organizaciones de reparación y construcción naval (antes del inicio de la carga del núcleo de la instalación nuclear), se deben elaborar los planes de medidas de protección de los trabajadores (personal) en caso de accidente en la embarcación, los cuales deberán estar listos para su aplicación.

166. El contenido de dichos planes de medidas, debe cumplir con los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía nuclear.

167. La tripulación de la embarcación y el personal especializado, los trabajadores de las organizaciones de construcción y reparación naval deben estar capacitados para actuar en caso de accidentes base de diseño y de accidentes que sobrepasan al de base de diseño. Las acciones en caso de accidentes que sobrepasan al de base de diseño deben estar reguladas por directrices especiales, que deben desarrollarse sobre la base de los resultados del análisis de los accidentes base de diseño y de los accidentes que sobrepasan al de base de diseño. Para este propósito se utilizarán todos los medios técnicos disponibles en perfecto estado de funcionamiento.

Para practicar las acciones de la tripulación de la embarcación y del personal especializado (trabajadores de las organizaciones de construcción y reparación naval) en caso de accidentes en la embarcación, se deben llevar a cabo simulacros.

Seguridad radiológica durante la explotación

168. La seguridad radiológica de la tripulación, del personal especializado y del público (pasajeros) durante la explotación de la embarcación está garantizada por el cumplimiento de la legislación de la Federación Rusa en materia de seguridad radiológica.

169. Se debe prever un sistema de vigilancia de la integridad de las barreras físicas a la propagación de las radiaciones ionizantes y las sustancias radiactivas en el medio ambiente, destinado a controlar el cumplimiento de los límites establecidos de explotación segura de la instalación nuclear.

170. En el proyecto de embarcación se deben prever los sistemas de control radiológico que permitan medir los parámetros controlados, que caracterizan la situación radiológica en los recintos de la embarcación en caso de accidentes base de diseño y de accidentes que sobrepasan al de base de diseño, así como durante la clausura de la embarcación.

171. En la embarcación se debe garantizar el registro de la dosis de exposición de los trabajadores de otras organizaciones involucradas en el mantenimiento de los sistemas y componentes de la instalación nuclear.

172. Se debe mantener una presión de aire más baja en la vaina protectora de la instalación del reactor en comparación con otros recintos de la embarcación para evitar la fuga de gases radiactivos. Se debe excluir la posibilidad de utilizar aire contaminado para consumo interno.

VII. Clausura de las embarcaciones y de otros artefactos flotantes   
con reactores nucleares

173. La planificación de la clausura debe llevarse a cabo durante el proyecto, la construcción y la explotación de la embarcación.

174. En el proyecto de la embarcación se deben prever las medidas para la clausura segura de la embarcación.

175. La planificación de la clausura de la embarcación en el proyecto y construcción se debe llevar a cabo mediante el desarrollo y la mejora del concepto de clausura de la embarcación, que se debe presentar en el IJS.

176. La planificación de la clausura de la embarcación durante su explotación se debe llevar a cabo mediante la revisión periódica (esclarecimiento) del concepto de clausura de la embarcación, presentado en el IJS.

Al mismo tiempo, se tendrá en cuenta la experiencia de la explotación de la embarcación, incluida la experiencia de los trabajos de reparación, modernización, resultados de las inspecciones del estado técnico y radiológico de la embarcación, así como los resultados del análisis de los accidentes ocurridos.

177. Al menos cinco años antes del final de la vida útil de la embarcación, la organización de operación debe garantizar el desarrollo del programa de clausura, y en particular el hito de preparación de la instalación nuclear para la clausura de la misma.

178. La clausura debe estar precedida de un e estudio integral de ingeniería y radiación del estado de la embarcación. El estudio integral de ingeniería y radiación del estado debe realizarse en la medida suficiente para proporcionar una justificación técnica y económica de la opción para la clausura de la embarcación y para ajustar el programa de clausura.

Sobre la base de los materiales del estudio integral de ingeniería y radiación del estado de la embarcación, la organización de operación debe garantizar la corrección de la documentación de diseño para la clausura de la embarcación y preparar (corregir) el IJS en lo que se refiere a la ejecución de las actividades durante la clausura de la embarcación.

179. Se considera que las instalaciones nucleares paradas para su clausura se encuentran en explotación mientras no se retire el CNG. Durante este período se mantienen todos los requisitos de seguridad tanto para la instalación nuclear como para la embarcación en explotación. La disminución del volumen de mantenimiento y del número de miembros de la tripulación de la embarcación y de personal especializado, la clausura de determinados sistemas y (o) componentes de la instalación nuclear se deben llevar a cabo de acuerdo con los cambios introducidos de acuerdo con el procedimiento determinado en los documentos que regulan la explotación de la embarcación, según lo informado por el organismo autorizado de regulación de la seguridad pública en el uso de la energía atómica.

180. La clausura no programada de la embarcación se llevará a cabo de conformidad con el procedimiento determinado en los párrafos 178 y 179 de estas Disposiciones Generales.

Anexo No. 1   
a los CEF en el campo de la   
utilización de la energía nuclear "Disposiciones   
generales de seguridad tecnológica nuclear de las embarcaciones  
 y otros artefactos flotantes con reactores   
nucleares", aprobadas por orden del Servicio   
Federal de Supervisión Ambiental,   
Tecnológica y Nuclear   
del 4 de septiembre de 2017. No. 351

LISTA DE ABREVIATURAS

|  |  |
| --- | --- |
| SGI MT | - sistema de gestión integrada de los medios técnicos |
| IJS | - reporte para la justificación de la seguridad tecnológica |
| CNG | - combustible nuclear gastado |
| PEU | - puesto de enfriamiento de emergencia |
| BGF | - bloque generador flotante |
| DRA | - desechos radiactivos |
| SR | - sustancia radiactiva |
| IR | - instalación del reactor |
| EC | - componente combustible |
| SGS | - sistemas de gestión de seguridad tecnológica |
| SGOR | - sistemas de gestión de la operación rutinaria |
| PCG | - puesto central de gestión |
| OO | - organización de operación |
| MN | - material nuclear |
| RN | - reactor nuclear |
| CN | - combustible nuclear |
| IPA | - instalación nuclear |

Anexo No. 2   
a los CEF en el campo de la   
utilización de la energía nuclear "Disposiciones   
generales de seguridad tecnológica nuclear de las embarcaciones y   
otros artefactos flotantes con   
reactores nucleares", aprobadas por orden del Servicio   
Federal de Supervisión Ambiental,   
Tecnológica y Nuclear del  
 4 de septiembre de 2017. No. 351

TÉRMINOS Y DEFINICIONES

1. El accidente de la instalación nuclear (accidente) es la vulneración la operación rutinaria de la instalación nuclear, en la que se produjo la salida de la sustancia radiactiva y (o) de la radiación ionizante fuera de los límites, previstos en la documentación de diseño de la embarcación para la operación rutinaria en cantidades superiores a los límites establecidos de la explotación segura; el accidente se caracteriza por el suceso iniciador, las vías de fuga y las consecuencias.

2. La seguridad de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es la propiedad que tiene la embarcación u otro artefacto flotante con reactor nuclear para garantizar una protección fiable contra la exposición inaceptable a la radiación del personal, el público y el medio ambiente, de acuerdo con los códigos y estándares federales en el campo del uso de la energía atómica.

3. La protección biológica de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear son las barreras, entre otras cosas las estructuras navales destinadas a la protección contra las radiaciones ionizantes.

4. La descarga de emergencia de gran envergadura en la embarcación o en otro artefacto flotante con reactor nuclear en caso de accidente es la descarga de sustancias radiactivas en el medio ambiente en caso de accidente en la embarcación o en otro artefacto flotante con reactor nuclear, en la cual es necesario tomar medidas para proteger al público en la frontera de la zona de planificación de medidas de protección en el hito inicial del accidente y fuera de sus límites.

5. La autoprotección interna de la instalación del reactor es la propiedad para garantizar la seguridad tecnológica basada en la retroalimentación, los procesos y las características naturales.

6. La clausura de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es la actividad que se lleva a cabo después de retirar el combustible nuclear y otros materiales nucleares de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, con el fin de lograr un determinado estado final de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, que excluye su posterior explotación, así como que garantiza la seguridad de los miembros de la tripulación de la embarcación (artefacto flotante con reactor nuclear ) y el personal especializado, el público y el medio ambiente.

7. La organización principal de diseño es la organización responsable del desarrollo del proyecto de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear y que garantizar su soporte de ingeniería en los hitos del ciclo de vida completo de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear.

8. La supervivencia de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es la propiedad de los sistemas y componentes de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, entre otras cosas los puestos de gestión, para desempeñar sus funciones a pesar de los daños recibidos.

9. La vaina protectora es el sistema de confinamiento de seguridad alrededor de la instalación del reactor de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, destinada para limitar las fugas de las sustancias radiactivas.

10. El dispositivo de protección es el sistema de seguridad de confinamiento, que rodea la vaina protectora (las contenciones) y que está diseñado para limitar las fugas de sustancias radiactivas a otras partes de la embarcación o al medio ambiente en caso de vulneración de la estanqueidad de la vaina protectora.

11. El suceso iniciador es el fallo único en el sistema y (o) componente, el impacto interno o externo, el error de la tripulación de la embarcación y (o) del personal especializado o la combinación de los sucesos anteriores, que provocan el funcionamiento anormal de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear y que pueden conducir a la vulneración de los límites y/o condiciones de explotación segura.

12. La cualificación de los miembros de la tripulación de la embarcación y del personal especializado (cualificación) es el nivel de preparación de una persona de entre los directivos y trabajadores de la organización de operación que influye en la seguridad de la instalación nuclear, incluyendo la educación especial básica, los conocimientos profesionales, las habilidades y destrezas, así como la experiencia de trabajo que garantiza la calidad y la explotación segura de la instalación nuclear en el desempeño de sus funciones oficiales.

13. El circuito de caloportador del reactor es el circuito junto con el sistema de compensación de presión, destinado a la circulación del caloportador a través del núcleo.

14. La protección estructural de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear son los componentes estructurales de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, diseñada para proteger la embarcación u otro artefacto flotante con reactor nuclear, su instalación del reactor, los sistemas de seguridad tecnológica y los repositorios de combustible nuclear y desechos radiactivos de los efectos externos naturales o industriales.

15. El concepto de "fuga antes de la destrucción" es el enfoque para diseñar las tuberías, basado en el mecanismo probado de desarrollo de grietas, en el que la fuga detectada por los medios técnicos previstos en el proyecto de la instalación nuclear aparece antes de que la grieta alcance dimensiones críticas.

16. El funcionamiento anormal de la instalación nuclear es la vulneración en el funcionamiento de la instalación nuclear, cuando se produce una desviación de los límites operativos y (o) las condiciones establecidas. Asimismo, se pueden vulnerar otros límites y/o condiciones, incluidos los límites y/o condiciones para una explotación segura, establecidos en el proyecto de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear.

17. La operación rutinaria de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es la explotación de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear en los límites y condiciones de operación establecidos en su proyecto.

18. La habitabilidad de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es el conjunto de factores que caracterizan las condiciones de permanencia de los miembros de la tripulación y del personal especializado de la embarcación o en otro artefacto flotante con reactor nuclear en el recinto y que brindan la oportunidad de llevar a cabo las actividades profesionales normales de los miembros de la tripulación y del personal especializado de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear.

19. La organización constructora (organización de construcción naval) es la organización especializada que desempeña las funciones de construcción de la embarcación.

20. El error de los miembros de la tripulación y (o) del personal especializado de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es la única acción incorrecta no intencionada o la única omisión no intencionada de la acción correcta al gestionar los sistemas y componentes de la instalación nuclear, o la única acción incorrecta no intencionada, o la única omisión no intencionada de la acción correcta durante el mantenimiento o la reparación de los sistemas y componentes de la instalación nuclear.

21. El bloque generador flotante es la embarcación u otro artefacto flotante (estructura flotante autopropulsada o no autopropulsada), clasificada por el Registro Marítimo de Navegación de Rusia y diseñada para generar energía utilizando un reactor o reactores nucleares, que también alberga ciertos complejos de documentación de diseño para llevar a cabo sus funciones y la explotación segura.

22. El efecto de corte abrupto es el deterioro brusco significativo de la seguridad de la instalación nuclear (instalación del reactor) de la embarcación (del artefacto flotante con reactor nuclear), causado por pequeños cambios en los parámetros.

23. El puesto de enfriamiento de emergencia de la instalación nuclear es el área especialmente designada o el recinto de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, equipado con equipos y dispositivos diseñados para desactivar la instalación del reactor y sus sistemas de servicio en caso de fallo del PCG.

24. La operación potencialmente peligrosa es la operación durante la cual puede ocurrir una situación de pre-emergencia o un accidente nuclear de la instalación nuclear de la embarcación (del artefacto flotante con reactor nuclear).

25. La instalación del reactor de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es la parte de la embarcación (artefacto flotante con reactor nuclear), que incluye el reactor y los sistemas conexos necesarios para su operación rutinaria, el enfriamiento de emergencia y la protección de emergencia. Los límites de la instalación del reactor se establecen en el proyecto de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear.

26. El personal especializado son las personas a bordo de la embarcación o del artefacto flotante con reactor nuclear que no son pasajeros o miembros de la tripulación.

27. Las condiciones para la explotación segura de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear son los requisitos mínimos establecidos en el proyecto de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear en lo que se refiere al número, las características, el estado de explotación, el volumen, la frecuencia y otras condiciones de mantenimiento, el control y las pruebas de los sistemas y componentes importantes para la seguridad tecnológica que garanticen el cumplimiento de los límites de la explotación segura y (o) los criterios de seguridad tecnológica.

28. La tripulación de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear son los oficiales al mando de la embarcación, la tripulación de la embarcación, y la tripulación de la embarcación de pasajeros son también los trabajadores al servicio de los pasajeros de la embarcación.

29. La instalación nuclear de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear es el complejo a bordo de la embarcación o de otro artefacto flotante con reactor nuclear, que incluye una o más instalaciones del reactor, así como los equipos, los sistemas y los elementos tecnológicamente relacionados con el mismo, destinados a la producción de energía térmica, mecánica y eléctrica.