

SERVICE PUBLIC FEDERAL INTERIEUR

[C – 2023/43811]

21 JUILLET 2023. — Arrêté royal complétant l'arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires pour ce qui concerne les réacteurs de recherche

RAPPORT AU ROI

Introduction

Fin 2020, l'association des régulateurs nucléaires européens WENRA a publié un ensemble de niveaux de référence de sûreté pour les réacteurs de recherche existants, en vue d'une harmonisation de la sûreté de ces installations au niveau européen.

Afin de compléter la réglementation nationale pour les réacteurs de recherche, ce projet réglementaire transpose ces niveaux de référence dans l'arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires (ci-après : ARPSIN).

Le rapport publié par WENRA aborde essentiellement les mêmes « Issues » que pour les réacteurs nucléaires de production d'électricité. Le groupe de travail WENRA WGRR (Working Group on Research Reactors) s'est basé sur la version 2014 des niveaux de référence pour les réacteurs nucléaires existants développés par le groupe de travail WENRA RHWG (Reactor Harmonisation Working Group), tout en incluant déjà les mises à jour de 2020 pour l'Issue C « Leadership and Management for Safety » (reprenant les aspects de leadership), et l'Issue I « Ageing Management » (reprenant l'obsolescence et les leçons du Topical Peer Review d'ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) sur la gestion du vieillissement). Pour les Issues S « Protection against Internal Fires » et T « Natural Hazards » ce sont les niveaux de référence de la révision 2014 qui sont utilisés, les Issues SV « Internal Hazards » et TU « External Hazards » étaient encore en cours de développement au sein de RHWG.

Les niveaux de référence ont été adaptés pour être applicables aux réacteurs de recherche dans un esprit d'approche graduée, puis complétés par l'Issue X « Experimental Devices and Experiments », spécifique aux réacteurs de recherche, qui couvre les expériences et les dispositifs expérimentaux.

Ce renforcement de la réglementation existante concerne tous les réacteurs de recherche qui sont actuellement exploités en Belgique, à l'exception des assemblages critiques et sous-critiques, et des réacteurs homogènes de puissance nulle, et donne des exigences réglementaires claires pour la conception de nouveaux réacteurs de recherche, comme MYRRHA en développement par le centre de recherche SCK CEN. Ce choix, légèrement différent du choix de WENRA WGRR qui, pour les niveaux de référence développés ne considère pas les « accelerator driven systems », est effectué sur base du risque associé à ce type de réacteur innovant et « first of a kind ». Il est également noté que le SCK CEN a prévu que MYRRHA puisse également fonctionner en mode critique dans lequel le cœur n'est pas entraîné par un accélérateur. En tout cas, la formulation des niveaux de référence avec les adaptations proposées a été jugée adéquate pour les réacteurs de recherche belges existants ou envisagés dans les années à venir.

Pour réaliser la transposition des niveaux de référence pour les réacteurs de recherche, la première étape a été une analyse de « gap » entre les exigences de l'ARPSIN applicables aux réacteurs de recherche et celles de WENRA pour ces mêmes installations.

Suite à cette analyse, la décision a été prise d'introduire dans l'ARPSIN un chapitre spécifique pour les réacteurs de recherche (Chapitre 4bis – Prescriptions de sûreté spécifiques aux réacteurs nucléaires de recherche). Pour les niveaux de référence déjà repris dans la partie générique de l'ARPSIN, c'est-à-dire le chapitre 2 (« Prescriptions de sûreté génériques »), aucun complément de la réglementation n'a été nécessaire. Concrètement, le travail se limite donc à la reprise, moyennant adaptations sur base du travail de WENRA WGRR, des articles du chapitre 3 (« Prescriptions de sûreté spécifiques aux réacteurs de puissance ») dans ce nouveau chapitre 4bis, et à l'ajout d'exigences pour les niveaux de référence spécifiques aux réacteurs de recherche, se trouvant principalement dans l'Issue X (« Experimental Devices and Experiments »).

La formulation des nouveaux articles a été maintenue la plus cohérente possible avec celle des articles relative aux réacteurs nucléaires de production d'électricité, en adaptant la terminologie aux réacteurs de recherche (par exemple « moyens de confinement », se référant aux moyens qui assurent la fonction de confinement, à la place de « enceinte de confinement », et « entreposage de combustible usé » à la place de « piscine de désactivation ») tout en introduisant une approche graduée ou progressive pour certaines exigences. En outre, dans certains articles, l'utilisation de l'expression « le cas échéant » clarifie que l'exigence en question n'est pas toujours applicable, par exemple parce qu'il n'y a pas de circuit de refroidissement secondaire.

FEDERALE OVERHEIDSDIENST BINNENLANDSE ZAKEN

[C – 2023/43811]

21 JULI 2023. — Koninklijk besluit tot aanvulling van het koninklijk besluit van 30 november 2011 houdende veiligheidsvoorschriften voor kerninstallaties, voor wat betreft de onderzoeksreactoren

VERSLAG AAN DE KONING

Inleiding

Eind 2020 heeft de vereniging van Europese nucleaire reguleratoren WENRA een reeks veiligheidsreferentieniveaus voor bestaande onderzoeksreactoren gepubliceerd om de veiligheid van deze installaties op Europees niveau te harmoniseren.

Om de nationale regelgeving voor onderzoeksreactoren te vervolledigen, zet dit regelgevingsproject deze referentieniveaus om in het koninklijk besluit van 30 november 2011 betreffende de veiligheidseisen voor nucleaire installaties (hierna: KB VVKI).

Het door WENRA gepubliceerde rapport behandelt in wezen dezelfde "Issues" als voor vermogensreactoren. De werkgroep WENRA WGRR (Working Group on Research Reactors) heeft zich gebaseerd op de door de WENRA RHWG (Reactor Harmonisation Working Group) ontwikkelde versie 2014 van de referentieniveaus voor bestaande kernreactoren, met inbegrip van de actualisering voor 2020 voor Issue C "Leadership and Management for Safety" (inclusief leiderschapsaspecten), en Issue I "Ageing Management" (inclusief obsolescentie en lessen uit de Topical Peer Review van ENSREG (European Nuclear Safety Regulators Group) over verouderingsbeheer). Voor de Issues S "Protection against Internal Fires" en T "Natural Hazards" worden de referentieniveaus van de herziening van 2014 gebruikt, omdat de Issues SV "Internal Hazards" en TU "External Hazards" nog in ontwikkeling waren bij de RHWG.

De referentieniveaus zijn aangepast om te kunnen worden toegepast op onderzoeksreactoren in de geest van een graduele aanpak en vervolgens aangevuld met de specifieke voor onderzoeksreactoren Issue X "Experimental Devices and Experiments", dat betrekking heeft op experimentele activiteiten en experimentele opstellingen.

Deze versterking van de bestaande regelgeving betreft alle onderzoeksreactoren die momenteel in België in uitbating zijn, met uitzondering van kritische en subkritische assemblages, en homogene nulvermogenreactoren, en geeft duidelijke voorschriften voor het ontwerp van nieuwe onderzoeksreactoren, zoals het in ontwikkeling zijnde MYRRHA bij het onderzoekscentrum SCK CEN. Deze keuze, die enigszins afwijkt van de keuze van de WENRA WGRR die voor de ontwikkelde referentieniveaus geen rekening houdt met "accelerator driven systems", is gemaakt op basis van het risico dat verbonden is aan dit type innovatieve en "first of a kind" reactor. Tevens wordt opgemerkt dat voorzien is door het SCK CEN dat MYRRHA ook in kritieke mode bedreven kan worden waarbij de kern niet aangedreven wordt met een versneller. In ieder geval, de formulering van de referentieniveaus met de voorgestelde aanpassingen werd adequaat geacht voor de bestaande Belgische onderzoeksreactoren of diegene welke in de komende jaren worden overwogen.

Om de referentieniveaus voor onderzoeksreactoren om te zetten was de eerste stap een "gap" analyse tussen de voorschriften voor onderzoeksreactoren van het KBVVKI en diegene van de WENRA voor diezelfde installaties.

Naar aanleiding van deze analyse is besloten in het KBVVKI een specifiek hoofdstuk voor onderzoeksreactoren op te nemen (Hoofdstuk 4bis – Specifieke veiligheidsvoorschriften voor de onderzoeksreactoren). Voor de referentieniveaus die reeds in het generieke deel van de KBVVKI zijn opgenomen, d.w.z. hoofdstuk 2 ("Generieke veiligheidsvoorschriften"), was geen aanvullende regelgeving nodig. Concreet blijft het werk derhalve beperkt tot het opnemen, met aanpassingen op basis van het werk van de WENRA WGRR, van de artikelen van hoofdstuk 3 ("Specifieke veiligheidsvoorschriften voor de vermogensreactoren") in dit nieuwe hoofdstuk 4bis, en tot de toevoeging van voorschriften voor de referentieniveaus die specifiek zijn voor onderzoeksreactoren, voornamelijk in Issue X ("Experimental Devices and Experiments").

De formulering van de nieuwe artikelen is zoveel mogelijk in overeenstemming gehouden met de formulering van de artikelen betreffende kernreactoren, waarbij de terminologie is aangepast aan onderzoeksreactoren (bijvoorbeeld "insluitingsmiddelen", refererend aan de middelen die voorzien zijn in de confinementfunctie, in plaats van "omhulsel", en "opslag van gebruikte brandstof" in plaats van "desactiveringsbekken"), terwijl voor sommige eisen een graduele of trapsgewijze aanpak is ingevoerd. Tevens is in sommige artikelen door het gebruik van "in voorkomend geval" duidelijk gemaakt dat de betreffende vereiste niet altijd toepasbaar is, bijvoorbeeld omdat er geen secundaire koelkring aanwezig is.

Approche graduée

Le rapport publié par WENRA comporte également une annexe concernant l'implémentation d'une approche graduée pour l'application des niveaux de référence pour les réacteurs de recherche (« Annex A : Implémentation of a Graded Approach for the Application of the Reference Levels for Research Reactors »).

Cette annexe indique que, compte tenu des différents types de réacteurs de recherche existants et du fait qu'ils peuvent présenter des risques très différents, il est nécessaire d'appliquer une approche graduée dans l'application des prescriptions, car celles-ci ne s'appliquent pas nécessairement à chaque réacteur de recherche de la même manière. Par conséquent, pour appliquer une approche graduée, il est nécessaire d'identifier d'abord le risque représenté par le réacteur de recherche sur base de différents critères fournis dans l'annexe.

Bien que la formulation de certains articles du Chapitre 4bis introduise déjà une approche graduée, la manière dont les exigences sont appliquées peut être graduée, après identification du risque associé au réacteur de recherche, pour autant qu'un niveau de sûreté suffisant soit atteint. L'exploitant peut donc proposer et justifier le choix des articles pour lesquels il souhaite appliquer une approche graduée, pour approbation par l'autorité de sûreté.

Contenu de l'arrêt

L'arrêt modifie et apporte des compléments à l'ARPSIN.

Les nouvelles dispositions sont applicables pour les réacteurs de recherche existants, moyennant des dispositions transitoires pour certains articles.

i. I. Modifications au chapitre 1^{er}: Dispositions générales

Diverses définitions (par exemple réacteur de recherche et dispositifs expérimentaux) sont reprises du rapport de WENRA WGRR « Report: WENRA Safety Reference Levels for Existing Research Reactors » (novembre 2020) et du glossaire de l'IAEA et ajoutées dans l'article 1 de l'ARPSIN (« Définitions »). Selon la définition reprise du glossaire de l'IAEA, un réacteur de recherche est un réacteur avec lequel on peut produire et utiliser le flux de neutrons et de rayonnements ionisants à des fins de recherche et pour certains autres usages. Ces derniers doivent être directement liées au réacteur de recherche, et sont par exemple pour éducation et formation des scientifiques et étudiants, ainsi que pour la production des radio-isotopes pour des applications industrielles et les médicales. Les autres fins visées dans la définition de dispositifs expérimentaux peuvent par exemple être pour éducation et formation des scientifiques et étudiants.

A l'article 2, le champ d'application précisera que le nouveau chapitre 4bis sera applicable aux réacteurs nucléaires de recherche, tels que définis à l'article 1^{er}.

i. II. Insertion du chapitre 4bis : Prescriptions de sûreté spécifiques aux réacteurs nucléaires de recherche

L'article 43 conçu concerne la formation et habilitation du personnel. Par rapport à l'article équivalent du chapitre 3, il a été reformulé en cohérence avec les niveaux de référence de l'Issue D de WENRA WGRR, en supprimant la formation sur simulateur pour les opérateurs de la salle de commande des réacteurs de recherche. Le travail en équipe de quart doit faire partie des sujets de la formation de réactualisation annuelle si cela s'avère pertinent pour le réacteur de recherche concerné. Cet article spécifie également que la possibilité pour que des étudiants soient autorisés, à des fins éducatives, à changer l'état d'un réacteur doit être incluse dans l'arrêt d'autorisation de ce réacteur. De plus, conformément aux intentions du WGRR, il est précisé qu'alors une habilitation n'est pas requise pour ces étudiants mais qu'ils doivent recevoir une formation adéquate et agir sous supervision permanente d'un opérateur habilité.

L'article 44.2 conçu précise les exigences concernant les événements de base de conception qui doivent être sélectionnés pour les réacteurs de recherche. Les événements d'origine interne n'incluent plus de LOCA, car cet accident n'est pas pertinent pour tous les réacteurs de recherche, et lorsqu'il est pertinent, il est inclus implicitement dans le premier point du même alinéa. Pour les événements d'origine externe, aucune précision n'a été donnée sur le type d'avion à considérer pour la chute d'avion, ce qui permet d'appliquer l'approche graduée.

Graduele aanpak

Het door WENRA gepubliceerde rapport bevat ook een bijlage betreffende de implementatie van een graduele aanpak voor de toepassing van de referentieniveaus voor onderzoeksreactoren ("Annex A : Implementation of a Graded Approach for the Application of the Reference Levels for Research Reactors").

Deze bijlage geeft aan dat, rekening houdend met de verschillende typen bestaande onderzoeksreactoren en het feit dat deze zeer verschillende risico's kunnen opleveren, het noodzakelijk is om een ?? graduele aanpak te hanteren bij de toepassing van de eisen, aangezien deze niet noodzakelijkerwijs voor elke onderzoeksreactor op dezelfde wijze gelden. Om een ?? graduele aanpak toe te passen, is het daarom noodzakelijk om eerst het risico van de onderzoeksreactor te bepalen aan de hand van verschillende criteria in de bijlage.

Hoewel de formulering van sommige artikelen van Hoofdstuk 4bis reeds een graduele aanpak introduceert, kan de wijze waarop de eisen worden toegepast, na vaststelling van het aan de onderzoeksreactor verbonden risico, gradueel worden toegepast, mits een voldoende veiligheidsniveau wordt bereikt. De exploitant kan derhalve de keuze van de artikelen waarvoor hij een graduele aanpak wenst toe te passen voorstellen en motiveren, ter goedkeuring aan de veiligheidsautoriteit.

Inhoud van het besluit

Het koninklijk besluit bevat wijzigingen en aanvullingen aan het KBVVKI.

De nieuwe bepalingen zijn van toepassing op de bestaande onderzoeksreactoren, mits enkele overgangsmaatregelen voor bepaalde artikelen.

ii. Wijzigingen in hoofdstuk 1: Algemene bepalingen

Diverse definities (bijvoorbeeld onderzoeksreactor en experimentele opstellingen) worden overgenomen uit het WENRA WGRR rapport "Report: WENRA Safety Reference Levels for Existing Research Reactors" (November 2020) en het glossarium van de IAEA en worden toegevoegd aan artikel 1 van de KBVVKI ("Definities"). Volgens de definitie uit het IAEA-glossarium is een onderzoeksreactor een reactor waarmee de flux van neutronen en ioniserende straling kan worden geproduceerd en gebruikt voor onderzoeksdoeleinden en voor bepaalde andere toepassingen. Deze laatste moeten direct gekoppeld zijn aan de onderzoeksreactor en zijn bijvoorbeeld voor de opleiding en training van wetenschappers en studenten, maar ook voor de productie van radio-isotopen voor industriële en medische toepassingen. De andere doeleinden waarnaar in de definitie van experimentele opstelling wordt verwezen, kunnen bijvoorbeeld betrekking hebben op de opleiding en training van wetenschappers en studenten.

In artikel 2 zal het toepassingsgebied specificeren dat het nieuwe hoofdstuk 4bis van toepassing is op onderzoeksreactoren, zoals gedefinieerd in artikel 1.

ii. Invoeging van hoofdstuk 4bis: Specifieke veiligheidsvoorschriften voor de onderzoeksreactoren

Het ontworpen artikel 43 betreft de opleiding en machtiging van het personeel. In vergelijking met het overeenkomstige artikel in hoofdstuk 3 is de formulering gewijzigd om in overeenstemming te zijn met de WENRA WGRR referentieniveaus van Issue D, door de simulatoropleiding voor de operatoren van de controlezaal van de onderzoeksreactoren weg te halen. Het werken in een ploegenstelsel moet in de jaarlijkse bijscholing worden opgenomen indien dit voor de betrokken onderzoeksreactor relevant is. Dit artikel bepaalt ook dat de mogelijkheid voor studenten om, voor educatieve doeleinden, de toestand van een reactor te wijzigen, moet worden opgenomen in het vergunningbesluit voor die reactor. Voorts is, in overeenstemming met de bedoelingen van de WGRR, bepaald dat voor deze studenten dan geen bevoegdheidsverklaring vereist is, maar dat zij een adequate opleiding moeten krijgen en onder permanent toezicht van een gemachtigde operator moeten handelen.

Het ontworpen artikel 44.2 bevat de voorschriften voor de ontwerp-basisvoorvallen die voor onderzoeksreactoren moeten worden geselecteerd. Voorvallen van interne oorsprong omvatten niet langer LOCA, aangezien dit ongeval niet relevant is voor alle onderzoeksreactoren, en wanneer het relevant is, is het impliciet opgenomen in het eerste punt van hetzelfde lid. Voor de voorvallen van externe oorsprong is niet gepreciseerd welk type vliegtuig in aanmerking moet worden genomen voor het neerstorten van een vliegtuig, waardoor de graduele aanpak kan worden toegepast.

La sélection des événements de base de conception est conforme au risque associé au réacteur de recherche : l'approche consistant à sélectionner un certain nombre de scénarios enveloppants peut être utilisée, à condition que ces événements soient suffisamment représentatifs.

L'article 44.3 conçu regroupe et simplifie les exigences concernant les critères d'acceptation techniques qui doivent être spécifiés pour un réacteur de recherche. Les critères de protection de l'intégrité qui doivent être spécifiés, en particulier aussi pour le circuit primaire et secondaire si pertinent, sont adéquats pour le réacteur de recherche concerné.

L'article 44.5.1 conçu, relatif aux exigences pour le maintien des fonctions de sûreté, a été reformulé et simplifié en cohérence avec le niveau de référence E9.3 de WENRA WGRR, par exemple en supprimant l'exigence concernant la répétition des procédures sur simulateur. Il introduit également la possibilité de maintenir les fonctions de sûreté à partir d'un ou de postes de commande supplémentaires séparés s'il y en a de prévus à cet effet, en cas d'événement initiateur affectant la salle de commande du réacteur.

L'article 44.5.2 conçu et l'article 44.5.3 conçu relatifs respectivement aux fonctions de mise à l'arrêt du réacteur, de maintien de la sous-criticité et d'évacuation de la chaleur résiduelle, ont été reformulés en cohérence avec les niveaux de référence E9.6 et E9.8 de WENRA WGRR, en appliquant une approche graduée par rapport au type et nombre des moyens nécessaires au maintien de la sous-criticité et à la nécessité des moyens d'évacuation de la chaleur résiduelle.

Les exigences pour les fonctions de confinement (article 44.5.4 conçu) ont été adaptées aux réacteurs de recherche en cohérence avec le niveau de référence E9.9 de WENRA WGRR, notamment en allégeant les exigences liées aux pénétrations. Les moyens de confinement à considérer dépendent des prescriptions de conception et les choix des dispositifs retenus doit être justifié. Les limites auxquelles il est fait référence dans cet article sont celles considérées lors de l'autorisation du réacteur.

L'article 44.6.1 conçu introduit une approche graduée sur la nécessité d'instrumentation pour l'entreposage du combustible usé du réacteur et similairement à l'article 44.6.2 conçu sur la nécessité d'un second système d'instrumentation et de contrôle commande. Ces exigences ne sont pas des obligations s'il est démontré qu'elles ne sont pas nécessaires compte tenu du risque lié au réacteur.

L'exigence introduite à l'article 44.6.3 conçu sur la possibilité de procéder à des essais du fonctionnement du système de protection pendant le fonctionnement du réacteur, permet de justifier toutes les exceptions par rapport aux prescriptions indiquées.

Une approche graduée est introduite pour l'utilisation des méthodes probabilistes dans l'établissement de la liste des conditions d'extension de la conception (article 45.2 conçu) et pour leur analyse (article 45.3 conçu), en cohérence avec les niveaux de référence F2.1 et F3.1 de WENRA WGRR.

La sélection des conditions d'extension de la conception est conforme au risque associé au réacteur de recherche : un nombre limité de scénarios enveloppants peut être sélectionné, à condition que ces scénarios soient suffisamment représentatifs.

Les exigences concernant les moyens d'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur et de l'entreposage du combustible usé du réacteur de recherche en conditions d'extension de la conception (article 45.4.3 conçu) sont moins contraignantes que les exigences du chapitre 3, en faisant mention de moyens suffisants pour l'évacuation de la chaleur résiduelle, en cohérence avec le niveau de référence F4.7 de WENRA WGRR.

L'article 45.4.4 conçu relatif aux fonctions de confinement en conditions d'extension de la conception a été reformulé en cohérence avec le niveau de référence F4.8 de WENRA WGRR et simplifié pour l'adapter aux réacteurs de recherche : les aspects caractéristiques des réacteurs nucléaires de production d'électricité n'ont pas été retenus et les critères spécifiques ont été supprimés. Les moyens nécessaires pour respecter les critères de protection de l'intégrité du confinement sont définis en fonction du risque associé au réacteur de recherche. Une filtration en cas d'événement prévu pour gérer la pression dans le bâtiment réacteur est exigée, si cela s'avère pertinent pour le réacteur de recherche concerné.

L'article 45.4.5 conçu introduit une approche graduée pour la nécessité d'instrumentation pour l'entreposage du combustible usé du réacteur en conditions d'extension de la conception, qui est déterminée

De selectie van ontwerpbasisvoorvallen is consistent met het aan de onderzoeksreactor verbonden risico: de aanpak waarbij een aantal overkoepelende scenario's wordt geselecteerd kan worden gebruikt, mits deze voorvallen voldoende representatief zijn.

Het ontworpen artikel 44.3 hergroepeert en vereenvoudigt de voorschriften voor de technische aanvaardingscriteria die voor een onderzoeksreactor moeten worden gespecificeerd. De te specificeren criteria voor de bescherming van de integriteit, met name ook voor het primaire en secundaire circuit indien relevant, zijn adequaat voor de betrokken onderzoeksreactor.

Het ontworpen artikel 44.5.1 betreffende de voorschriften voor het behoud van veiligheidsfuncties is geherformuleerd en vereenvoudigd in overeenstemming met WENRA WGRR referentieniveau E9.3, bijvoorbeeld door het voorschrift om uitoefening van op simulator gebaseerde procedures te weghalen. Het biedt ook de mogelijkheid om veiligheidsfuncties te behouden vanuit een of meer gescheiden extra controleposten, indien voorzien, in geval van een initiatorgebeurtenis die de reactorcontrolezaal treft.

Het ontworpen artikel 44.5.2 en het ontworpen artikel 44.5.3, die respectievelijk betrekking hebben op de uitschakelfuncties van de reactor, de functies ter behoud van de onderkritische toestand en voor de afvoer van de restwarmte, zijn geherformuleerd om in overeenstemming te zijn met de WENRA WGRR referentieniveaus E9.6 en E9.8, waarbij een graduele aanpak wordt gehanteerd voor het type en aantal middelen dat nodig is voor het behoud van de onderkritische toestand en de noodzaak van middelen voor de afvoer van restwarmte.

De voorschriften voor de insluitingsfuncties (ontworpen artikel 44.5.4) zijn voor onderzoeksreactoren aangepast in overeenstemming met WENRA WGRR referentieniveau E9.9, voornamelijk door de voorschriften voor doorvoeringen te verminderen. De te overwegen insluitingsmiddelen hangen af van de ontwerpvoorschriften en de keuzes van de gekozen systemen moet worden gerechtvaardigd. De in dit artikel genoemde limieten zijn die welke bij de afgifte van de vergunning voor de reactor in aanmerking zijn genomen.

Het ontworpen artikel 44.6.1 voert een graduele aanpak in van de noodzaak aan instrumentatie voor de opslag van gebruikte brandstof van de reactor, en evenzo het ontworpen artikel 44.6.2 over de noodzaak aan een tweede instrumentatie- en controlesysteem. Deze voorschriften zijn geen verplichtingen indien wordt aangetoond dat zij niet noodzakelijk zijn gezien het aan de reactor verbonden risico.

De in ontworpen artikel 44.6.3 opgenomen eis om de werking van het beschermingssysteem te kunnen testen terwijl de reactor in werking is, maakt het mogelijk uitzonderingen op de gestelde eisen te rechtvaardigen.

Er wordt een graduele aanpak ingevoerd voor het gebruik van probabilistische methoden bij het vestigen van de lijst met ontwerpuitbreidingsomstandigheden (ontworpen artikel 45.2) en voor de analyse daarvan (ontworpen artikel 45.3), die aansluit bij de WENRA WGRR referentieniveaus F2.1 en F3.1.

De selectie van ontwerpuitbreidingsomstandigheden is consistent met het aan de onderzoeksreactor verbonden risico: een beperkt aantal overkoepelende scenario's kan worden geselecteerd, mits deze scenario's voldoende representatief zijn.

De voorschriften voor de middelen voor de afvoer van de restwarmte uit de kern en uit de opslag van gebruikte brandstof van de onderzoeksreactor onder ontwerpuitbreidingsomstandigheden (ontworpen artikel 45.4.3) zijn minder streng dan de voorschriften van hoofdstuk 3, door de verwijzing naar voldoende middelen voor de afvoer van restwarmte, in overeenstemming met het WENRA WGRR referentieniveau F4.7.

Het ontworpen artikel 45.4.4 over insluitingsfuncties onder ontwerpuitbreidingsomstandigheden is geherformuleerd overeenkomstig het referentieniveau van WENRA WGRR F4.8 en vereenvoudigd om het aan te passen aan onderzoeksreactoren: de karakteristieke aspecten van kernreactoren zijn niet gehandhaafd en de specifieke criteria zijn weggehaald. De nodige middelen om te voldoen aan de beschermingscriteria van de integriteit van de insluiting, worden bepaald in functie van het aan de onderzoeksreactor verbonden risico. Een adequaat filtersysteem is vereist als een drukontlastingssysteem voorzien is om de druk in het reactorgebouw onder controle te houden voor zoverre dit relevant is voor de betrokken onderzoeksreactor.

Het ontworpen artikel 45.4.5 voert een graduele aanpak in van de noodzaak aan instrumentatie voor de opslag van gebruikte brandstof van de reactor onder ontwerpuitbreidingsomstandigheden en die

sur base du risque associé à cet entreposage. Les exigences sur la disponibilité dans le ou les postes de commande supplémentaires séparés de l'information issue de l'instrumentation en conditions d'extension de la conception ont été assouplies. L'information issue de cette instrumentation est disponible dans le ou les postes de commande supplémentaires séparés, s'il y en a de prévus.

Une approche graduée a été introduit à l'article 46.3 conçu pour les valeurs de fréquence de dépassement utilisées pour le choix des phénomènes naturels de base de conception, qui doivent être justifiées en cohérence avec l'objectif de sûreté nucléaire du réacteur de recherche.

L'article 48 conçu introduit une approche graduée pour l'utilisation des méthodes probabilistes lors de l'exercice de revue de la conception. Cet article a également été simplifié par rapport à l'article équivalent du chapitre 3 quant aux exigences relatives à l'implémentation du plan d'actions qui découle de l'exercice.

L'article 49 conçu regroupe les exigences liées aux dispositifs expérimentaux et aux activités expérimentales, également pour les activités menées par des étudiants et les expérimentateurs (par exemple l'établissement de procédures pour encadrer la conduite du réacteur par des étudiants et leur supervision par un opérateur habilité), en cohérence avec les niveaux de référence de WENRA WGRR. En outre, la gestion des déchets issus des activités expérimentales et de leur démantèlement doit être prévue à la conception.

L'article 51 conçu reprend les mêmes exigences en matière de gestion du vieillissement que celles du chapitre 3, avec la suppression des composants spécifiques aux réacteurs de puissance et des phénomènes de vieillissement associés à prendre en compte dans le programme de gestion du vieillissement.

L'article 52 conçu relatif à la maintenance, l'inspection en service et les essais fonctionnels a été reformulé en cohérence avec les prescriptions de WENRA WGRR et adapté avec des exigences spécifiques aux réacteurs de recherche. Les mesures de surveillance nécessaires pour vérifier l'intégrité et l'efficacité de la fonction de confinement du bâtiment réacteur sont pertinentes au réacteur de recherche concerné et peuvent comprendre les mesures indiquées à cet article.

L'article 53 conçu introduit une approche graduée pour l'établissement des guides de gestion d'accidents graves et les exigences qui y sont liées. En outre, il mentionne que les procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, de guides de gestion d'accidents graves doivent permettre de gérer les accidents affectant également les dispositifs expérimentaux, en cohérence avec les prescriptions de WENRA WGRR. La nécessité de disposer des guides de gestion d'accidents graves est déterminée sur base du risque associé au réacteur de recherche.

L'exigence concernant la possibilité de support entre réacteurs de recherche n'a pas été retenu à l'article 53.1 conçu parce que non applicable en Belgique et que d'autres articles introduisent déjà des exigences sur cet aspect.

L'alinéa de l'article 53.3 conçu concernant la validation des procédures de conduite accidentelle a été reformulé en cohérence avec le niveau de référence LM4.2 de WENRA WGRR, en supprimant la représentation sur simulateur des situations accidentelles.

L'article 53.4 conçu introduit une approche graduée pour l'utilisation des résultats des analyses probabilistes de sûreté dans la mise à jour des procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, des guides de gestion des accidents graves.

L'alinéa de l'article 53.5 conçu concernant la formation du personnel de la salle de commande pour l'utilisation des procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, des guides de gestion d'accidents graves a été reformulé en cohérence avec le niveau de référence LM6.1 de WENRA WGRR, en supprimant la formation sur simulateur.

L'article 54 conçu introduit une approche graduée pour l'utilisation des analyses probabilistes dans la démonstration de sûreté et pour les aspects opérationnels des guides de gestion des accidents graves à inclure dans le rapport de sûreté.

wordt geëvalueerd op basis van het risico dat aan deze opslag verbonden is. De voorschriften inzake de aanwezigheid in de gescheiden extra controlepost(en) van de door deze instrumentatie verstrekte informatie onder ontwerpuitbreidingsomstandigheden zijn versoepeld. De door deze instrumentatie verstrekte informatie is tevens aanwezig in de gescheiden extra controlepost(en) indien daarin voorzien is.

In het ontworpen artikel 46.3 is een graduele aanpak ingevoerd voor de waarden van de voor de keuze van de natuurverschijnselen voor de ontwerpbasis gebruikte overschrijdingsfrequentie, die moeten worden gerechtvaardigd in samenhang met de nucleaire veiligheidsdoelstelling van de onderzoeksreactor.

Het ontworpen artikel 48 voert een graduele aanpak in van het gebruik van probabilistische methoden bij de oefening van de herziening van het ontwerp. Dit artikel is ook vereenvoudigd ten opzichte van het overeenkomstige artikel in hoofdstuk 3 wat betreft de voorschriften voor de uitvoering van het actieplan dat uit de oefening voortvloeit.

Het ontworpen artikel 49 groepeerde de voorschriften met betrekking tot experimentele opstellingen en experimentele activiteiten, ook voor activiteiten die door studenten en onderzoekers worden uitgevoerd (bijvoorbeeld de vaststelling van procedures om toezicht te houden op de besturing van de reactor door studenten en het toezicht op hen door een gemachtigde operator), overeenkomstig de WENRA WGRR referentieniveaus. Bovendien moet in de ontwerpfase rekening worden gehouden met het beheer van afval afkomstig van de experimentele activiteiten en de ontmanteling ervan.

Het ontworpen artikel 51 bevat dezelfde voorschriften inzake verouderingsbeheer als in hoofdstuk 3, met weglating van specifieke componenten van kernreactoren en de daarmee samenhangende verouderingsverschijnselen die in het programma voor verouderingsbeheer in aanmerking moeten worden genomen.

Het ontworpen artikel 52 betreffende onderhoud, inspectie tijdens de werking en functionele testen is geherformuleerd overeenkomstig de WENRA WGRR vereisten en aangepast met specifieke voorschriften voor onderzoeksreactoren. De nodige controles om de integriteit en de doeltreffende werking van de insluitingsfunctie van het reactorgebouw te verifiëren, zijn relevant voor de betrokken onderzoeksreactor en kunnen de in dit artikel genoemde controles omvatten.

Het ontworpen artikel 53 voert een graduele aanpak in voor de opstelling van leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen en daarmee verband houdende voorschriften. Voorts vermeldt het dat de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en in voorkomend geval voor leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen, de beheersing van ongevallen die ook experimentele opstellingen treffen, mogelijk moeten maken, overeenkomstig de eisen van de WENRA WGRR. De noodzaak aan de opstelling van leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen wordt bepaald op basis van het risico dat aan de onderzoeksreactor verbonden is.

Het voorschrift betreffende de mogelijkheid van ondersteuning tussen onderzoeksreactoren is niet overgenomen in het ontworpen artikel 53.1, omdat deze in België niet van toepassing is en andere artikelen reeds voorschriften op dit gebied bevatten.

Het lid van het ontworpen artikel 53.3 betreffende de validatie van de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd is geherformuleerd om in overeenstemming te zijn met WENRA WGRR referentieniveau LM4.2, door de uitvoering op simulator van ongevalsituaties te weghalen.

Het ontworpen artikel 53.4 voert een graduele aanpak in voor het gebruik van de resultaten van de probabilistische veiligheidsanalyses bij de bijwerking van de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen.

Het lid van het ontworpen artikel 53.5 betreffende de opleiding van het personeel van de controlezaal in het gebruik van de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, van de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen is geherformuleerd overeenkomstig WENRA WGRR referentieniveau LM6.1, door de simulatoropleiding te weghalen.

Het ontworpen artikel 54 voert een graduele aanpak in voor het gebruik van probabilistische analyses bij de veiligheidsdemonstratie en voor de operationele aspecten van de in het veiligheidsrapport op te nemen leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen.

Les exigences liées aux études probabilistes de sûreté (article 55 conçu) ont été adaptées aux réacteurs de recherche selon une approche graduée, en cohérence avec les prescriptions de WENRA WGRR. En particulier, l'exigence d'une étude probabiliste de sûreté pour les réacteurs nucléaires de recherche dont la puissance thermique dépasse 5 MW, a été introduite en cohérence avec la guidance sur l'Issue O développé par le WENRA WGRR (« Issue O : Probabilistic Safety Assessment of Existing Research Reactors »).

L'article 56 conçu ajoute l'utilisation du réacteur comme thème supplémentaire à examiner lors de la révision périodique de sûreté, en cohérence avec le niveau de référence P2.2 de WENRA WGRR. Les exigences de l'article équivalent du chapitre 3 relatives au planning du plan d'actions qui découle de cet exercice n'ont pas été reprises.

L'alinéa de l'article 57.3 conçu relatif au centre de coordination pour la gestion de crise sur site introduit l'exigence de prévoir des moyens de communication avec le ou les postes de commande supplémentaires séparés s'il y en a de prévus à cet effet.

L'article 58 conçu concernant la protection contre les incendies d'origine interne ne retient plus l'exigence du chapitre 3 sur la réalisation d'une étude probabiliste de risque incendie, conformément aux prescriptions de WENRA WGRR. En outre, le texte de l'article 58.2 conçu relatif aux systèmes de protection anti-incendie a été adapté pour prendre en compte le fait que certains réacteurs de recherche utilisent des dispositifs sans eau comme moyens d'extinction d'incendie.

Entrée en vigueur

L'article 5 définit les délais pour l'entrée en vigueur des articles du chapitre 4bis : la prise en compte des nouvelles exigences réglementaires liées à la conception (articles 44, 45 et 46 conçus) se fait lors de la prochaine réévaluation périodique de sûreté (dont le rapport de synthèse est prévu pour le 1^{er} juillet 2026). Les autres exigences ne nécessitent pas d'effort majeur de l'exploitant, un délai d'un an pour leur entrée en vigueur est jugé suffisant.

Réglementation par objectifs

Si en pratique une réglementation ne peut spécifier uniquement des objectifs ou à l'inverse être totalement prescriptive, cet arrêté se veut plutôt être une réglementation par objectifs, fixant les buts plutôt que les moyens pour y parvenir. Cette approche laisse la responsabilité première et entière à l'exploitant en matière de sûreté nucléaire, et correspond aux pratiques internationales de réglementation en la matière. Ceci permet d'une part de laisser à l'exploitant la mise en œuvre concrète des moyens pour parvenir à l'objectif et d'autre part, cela permet à l'exploitant de mettre en œuvre une approche graduée en fonction du risque présenté par son installation. En effet, l'ampleur des moyens mis en œuvre sera a priori plus importante pour les installations à risque élevé que pour les installations à risque faible. Dans le cadre de cette réglementation par objectifs, l'action de l'Autorité de sûreté consistera d'une part à vérifier que l'exploitant a bien mis en place les processus nécessaires pour atteindre les objectifs, et d'autre part à vérifier la performance de ces processus. En plus, la loi du 15 avril 1994, proposant un large éventail de sanctions (et donc pas uniquement pénales), permet une approche graduée en termes de sanctions. Ce système de sanctions s'allie adéquatement à une réglementation par objectifs.

Avis du Conseil d'état

Le Conseil d'état, section de législation, a donné le 3 juillet 2023 son avis no 73.773/3 sur ce projet d'arrêté royal. Le projet a été adapté en fonction.

J'ai l'honneur d'être,

Sire,
de Votre Majesté,
le très respectueux
et très fidèle serviteur,

La Ministre de l'Intérieur,
A. VERLINDEN

De voorschriften met betrekking tot probabilistische veiligheidsstudies (ontworpen artikel 55) zijn aangepast aan onderzoeksreactoren volgens een graduele aanpak, in overeenstemming met de WENRA WGRR vereisten. In het bijzonder is het voorschrift van een probabilistische veiligheidsstudie voor onderzoeksreactoren met een thermisch vermogen van meer dan 5 MW ingevoerd in overeenstemming met de door de WENRA WGRR ontwikkelde handleiding inzake Issue O ("Issue O: Probabilistic Safety Assessment of Existing Research Reactors").

Het ontworpen artikel 56 voegt de benutting van de reactor toe als aanvullend thema dat tijdens de periodieke veiligheidsherzieningen moet worden onderzocht, overeenkomstig WENRA-referentieniveau P2.2. De vereisten van het overeenkomstige artikel in hoofdstuk 3 betreffende de planning van het actieplan dat uit deze oefening voortvloeit, zijn niet opgenomen.

Het lid van het ontworpen artikel 57.3 betreffende het coördinatiecentrum voor het crisisbeheer voert het voorschrift in om te voorzien in middelen voor de communicatie met de gescheiden extra controlepost(en), indien er zijn voorzien.

In het ontworpen artikel 58 betreffende de beveiliging tegen brand van interne oorsprong wordt het voorschrift in hoofdstuk 3 om een probabilistische brandrisicostudie uit te voeren overeenkomstig de WENRA WGRR vereisten niet langer gehandhaafd. Bovendien is de tekst van het ontworpen artikel 58.2 over brandbeveiligingssystemen aangepast om rekening te houden met het feit dat sommige onderzoeksreactoren apparaten die geen gebruik maken van water als brandblusmiddel gebruiken.

Inwerkingtreding

Artikel 5 bepaalt de termijnen voor de inwerkingtreding van de artikelen van hoofdstuk 4bis: de nieuwe regelgevende voorschriften betreffende het ontwerp (ontworpen artikelen 44, 45 en 46) moeten in aanmerking worden genomen bij de volgende periodieke veiligheidsherzieningen (waarvan het syntheserapport op 1 juli 2026 moet worden ingediend). De andere voorschriften vergen geen grote inspanning van de exploitant en een periode van één jaar voor de inwerkingtreding ervan wordt voldoende geacht.

Regelgeving door doelstellingen

Als in de praktijk regelgeving alleen doelstellingen kan specificeren of omgekeerd volledig prescriptief kan zijn, is dit besluit eerder bedoeld als een regelgeving op basis van doelstellingen, waarbij de doelen worden vastgesteld in plaats van de middelen om ze te bereiken. Deze aanpak laat de primaire en volledige verantwoordelijkheid op het gebied van nucleaire veiligheid bij de exploitant en komt overeen met de internationale regelgevende praktijken op dit gebied. Hierdoor wordt het enerzijds aan de exploitant overgelaten om de concrete implementatie van de middelen te voorzien om het doel te bereiken en anderzijds kan de exploitant een graduele aanpak toepassen in overeenstemming met het risico dat zijn installatie met zich meebrengt. De omvang van de ingezette middelen zal immers a priori groter zijn voor installaties met een hoog risico dan voor installaties met een laag risico. In het kader van deze regelgeving door doelstellingen zal het optreden van de Veiligheidsautoriteit enerzijds bestaan uit het nagaan of de exploitant inderdaad de processen heeft ingevoerd die nodig zijn om de doelstellingen te bereiken, en anderzijds om de performantie van deze processen te verifiëren. Bovendien laat de wet van 15 april 1994, die een brede waaier aan (en dus niet enkel strafrechtelijke) sancties voorstelt, een graduele aanpak toe qua sancties. Dit systeem van sancties ligt in lijn met een regelgeving geformuleerd onder de vorm van doelstellingen.

Advies van de Raad van State

De Raad van State, afdeling Wetgeving, heeft op 3 juli 2023 zijn advies no. 73.773/3 over dit ontwerp van koninklijk besluit gegeven. Het ontwerp werd hieraan aangepast.

Ik heb de eer te zijn,

Sire,
van Uwe Majesteit,
de zeer eerbiedige
en zeer getrouwe dienaar,

De Minister van Binnenlandse Zaken,
A. VERLINDEN

21 JUILLET 2023. — Arrêté royal complétant l'arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires pour ce qui concerne les réacteurs de recherche

PHILIPPE, Roi des Belges,

A tous, présents et à venir, Salut.

Vu la loi du 15 avril 1994 relative à la protection de la population et de l'environnement contre les dangers résultant des rayonnements ionisants et relative à l'Agence fédérale de Contrôle nucléaire, article 3, modifié par la loi du 2 avril 2003 et la loi du 19 décembre 2021 ;

Vu l'arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires ;

Vu la communication à la Commission européenne, en vertu de l'article 33 du Traité Euratom et la réponse de la Commission du 1^{er} juin 2023 ;

Vu l'analyse d'impact de la réglementation du 17 janvier 2023, réalisée conformément aux articles 6 et 7 de la loi du 15 décembre 2013 portant des dispositions diverses en matière de simplification administrative ;

Vu l'avis de l'Inspecteur des Finances, donné le 16 février 2023 ;

Vu l'accord du Secrétaire d'Etat au Budget, donné le 13 mars 2023 ;

Vu l'avis 73.773/3 du Conseil d'Etat rendu le 3 juillet 2023, en application de l'article 84, § 1, premier alinéa, 2^o des lois sur le Conseil d'Etat, coordonnées le 12 janvier 1973 ;

Considérant l'avis du Conseil Scientifique des Rayonnements Ionisants, donné le 9 septembre 2022 ;

Sur la proposition de Notre ministre de l'Intérieur de l'avis de Nos Ministres qui en ont délibéré en Conseil,

Nous avons arrêté et arrêtons :

Article 1^{er}. Cet arrêté vise à transposer partiellement la directive 2014/87/Euratom du Conseil du 8 juillet 2014 modifiant la directive 2009/71/Euratom établissant un cadre communautaire pour la sûreté nucléaire des installations nucléaires.

Art. 2. L'article 1^{er} de l'arrêté royal du 30 novembre 2011 portant prescriptions de sûreté des installations nucléaires, modifié par les arrêtés royaux des 10 août 2015, 29 mai 2018, 9 octobre 2018 et 19 février 2020 est complété par un alinéa comme suit :

« Pour l'application du chapitre 4*bis*, on entend par :

1^o Réacteur de recherche : Réacteur nucléaire utilisé principalement pour la production et l'utilisation de flux de neutrons et de rayonnements ionisants à des fins de recherche et pour certains autres usages, y compris les installations expérimentales associées au réacteur et les installations d'entreposage, de manutention et de traitement des matières radioactives qui se trouvent sur le même site et qui sont directement liées au fonctionnement sûr du réacteur de recherche. Les installations communément appelées assemblages critiques et sous-critiques, et les réacteurs homogènes de puissance nulle sont exclues.

2^o Dispositifs expérimentaux : dispositif mis en place dans un réacteur ou près du réacteur pour utiliser le flux de neutrons et les rayonnements ionisants du réacteur à des fins de recherche, de développement, de production d'isotopes ou à d'autres fins.

3^o Activité expérimentale : Activité réalisée dans le réacteur de recherche qui utilise le flux de neutrons ou les rayonnements ionisants produits par le réacteur. Les activités expérimentales comprennent par exemple la production de radio-isotopes, l'irradiation pour les tests de matériaux, le dopage du silicium, ou encore l'examen et l'activation neutronique réalisés grâce à des rayons de neutrons. L'enseignement, la formation et la validation des modèles informatiques réalisés avec le réacteur sont également considérés comme des activités expérimentales. »

Art. 3. L'article 2 du même arrêté est complété par un alinéa comme suit :

« Le chapitre 4*bis* du présent arrêté s'applique aux réacteurs de recherche, tels que définis à l'article 1^{er}. »

21 JULI 2023. — Koninklijk besluit tot aanvulling van het koninklijk besluit van 30 november 2011 houdende veiligheidsvoorschriften voor kerninstallaties voor wat betreft de onderzoeksreactoren

FILIP, Koning der Belgen,

Aan allen die nu zijn en hierna wezen zullen, Onze Groet.

Gelet op de wet van 15 april 1994 betreffende de bescherming van de bevolking en van het leefmilieu tegen de uit ioniserende stralingen voortvloeiende gevaren en betreffende het Federaal Agentschap voor Nucleaire Controle, artikel 3, gewijzigd bij wet van 2 april 2003 en de wet van 19 december 2021;

Gelet op het koninklijk besluit van 30 november 2011 houdende veiligheidsvoorschriften voor kerninstallaties;

Gelet op de mededeling aan de Europese Commissie met toepassing van artikel 33 van het Euratom-verdrag en het antwoord van de Commissie van 1 juni 2023;

Gelet op de regelgevingsimpactanalyse van 17 januari 2023, uitgevoerd overeenkomstig de artikelen 6 en 7 van de wet van 15 december 2013 houdende diverse bepalingen inzake administratieve vereenvoudiging;

Gelet op het advies van de Inspecteur van Financiën, gegeven op 16 februari 2023;

Gelet op de akkoordbevinding van de Staatssecretaris voor Begroting, gegeven op 13 maart 2023;

Gelet op het advies 73.773/3 van de Raad van State, gegeven op 3 juli 2023, met toepassing van artikel 84, § 1, eerste lid, 2^o van de wetten op de Raad van State, gecoördineerd op 12 januari 1973;

Overwegende het advies van de Wetenschappelijke Raad voor Ioniserende Stralingen, gegeven op 9 september 2022;

Op de voordracht van Onze minister van Binnenlandse Zaken en op het advies van Onze in Raad vergaderde Ministers,

Hebben Wij besloten en besluiten Wij :

Artikel 1. Dit besluit voorziet in de gedeeltelijke omzetting van de richtlijn 2014/87/Euratom van de Raad van 8 juli 2014 houdende wijziging van Richtlijn 2009/71/Euratom tot vaststelling van een communautair kader voor de nucleaire veiligheid van kerninstallaties.

Art. 2. Artikel 1 van het koninklijk besluit van 30 november 2011 houdende veiligheidsvoorschriften voor kerninstallaties, gewijzigd bij koninklijke besluiten van 10 augustus 2015, 29 mei 2018, 9 oktober 2018 en 19 februari 2020 wordt aangevuld met een lid, luidende:

“Voor de toepassing van hoofdstuk 4*bis*, wordt verstaan onder:

1^o Onderzoeksreactor: Een kernreactor die voornamelijk wordt gebruikt voor de productie en het gebruik van neutronenflux en ioniserende straling voor onderzoeksdoeleinden en voor bepaalde andere toepassingen, met inbegrip van experimentele installaties in verband met de reactor en installaties voor opslag, hantering en verwerking van radioactieve stoffen die zich op de dezelfde site bevindt en die direct verband houden met de veilige werking van de onderzoeksreactor. Installaties die gewoonlijk kritische en subkritische assemblages, en homogene nulvermogenreactoren worden genoemd, zijn uitgesloten.

2^o Experimentele opstelling: apparaat geïnstalleerd in een reactor of nabij de reactor om de neutronenflux en ioniserende straling uit de reactor te gebruiken voor onderzoek, ontwikkeling, productie van isotopen of andere doeleinden.

3^o Experimentele activiteit: Activiteit die wordt uitgevoerd in de onderzoeksreactor waarbij gebruik wordt gemaakt van de neutronenflux of de ioniserende straling die door de reactor wordt geproduceerd. Experimentele activiteiten omvatten bijvoorbeeld de productie van radio-isotopen, bestraling voor materiaaltesten, dopering van silicium of neutronenonderzoek en -activering met neutronenstralen. Onderwijs, training en validatie van computermodellen gemaakt met de reactor worden ook beschouwd als experimentele activiteiten.

Art. 3. Artikel 2 van hetzelfde besluit wordt aangevuld met een lid luidende:

« Hoofdstuk 4*bis* van dit besluit is van toepassing op onderzoeksreactoren, zoals gedefinieerd in artikel 1. »

Art. 4. Dans le même arrêté, après le chapitre 4, il est inséré un chapitre 4bis, comme suit :

« Chapitre 4bis. - Prescriptions de sûreté spécifiques aux réacteurs nucléaires de recherche

Section I. - Gestion de la sûreté nucléaire

Art. 42 – Système de gestion

Une entité organisationnelle, ayant la responsabilité de conduire des évaluations indépendantes doit être établie au sein de l'organisation de l'exploitant, et investie de l'autorité correspondante.

Art. 43 – Formation et habilitation du personnel

Les opérateurs de la salle de commande des réacteurs de recherche doivent suivre une formation initiale et effectuer une réactualisation annuelle, notamment afin d'acquérir une aptitude pratique à l'utilisation des procédures en exploitation normale et en conditions accidentelles.

La formation de réactualisation annuelle des opérateurs de la salle de commande porte notamment sur les sujets suivants :

- la conduite du réacteur, tant pour les états de fonctionnement normal, que pour des incidents de fonctionnement prévus et pour des accidents sélectionnés ;
- le travail en équipe de quart, le cas échéant ;
- les retours d'expérience d'exploitation et les modifications aux installations et procédures.

Le personnel de maintenance et de support technique, y compris celui des sous-traitants, doit recevoir un apprentissage pratique si possible sur des maquettes ou composants réels dans des installations de formation ou laboratoires, afin de lui permettre d'être familier avec les exigences de sûreté spécifiques des tâches qui ne peuvent pas être répétées sur les équipements installés.

Les opérateurs de la salle de commande en charge de la conduite et des changements d'état du réacteur doivent posséder une habilitation valide pour un terme défini. Des critères documentés pour l'obtention de cette autorisation sont utilisés pour l'évaluation de la compétence et de l'aptitude des individus. L'exploitant doit établir des procédures pour l'obtention de cette autorisation et pour son renouvellement à l'expiration du terme.

L'autorisation de création et d'exploitation peut déroger à l'exigence de l'alinéa précédent pour les étudiants qui participent à la conduite et aux changements d'état du réacteur dans le cadre de leur formation. Ils reçoivent la formation adéquate et leur supervision permanente est assurée par un opérateur habilité.

Section II - Conception

Art. 44 – Base de conception des réacteurs nucléaires de recherche existants

44.1 – Stratégie de la sûreté

En application du concept général de défense en profondeur, la conception doit prévoir des barrières physiques multiples pour s'opposer au relâchement incontrôlé de matières radioactives dans l'environnement ainsi qu'une combinaison d'équipements et de mesures qui assurent l'efficacité et la protection de ces barrières.

Pour se conformer au concept général de défense en profondeur, la conception doit être de nature à empêcher, dans la mesure du possible :

- (a) que l'intégrité des barrières physiques ne soit mise en danger ;
- (b) qu'une barrière cède lorsqu'elle est sollicitée ;
- (c) que la défaillance d'une barrière entraîne celle d'une autre barrière.

44.2 – Évènements de base de conception

Le retour d'expérience et les analyses liées à des installations et des sites similaires sont pris en compte lors de l'établissement de la liste des événements initiateurs.

Les combinaisons crédibles d'événements individuels sont identifiées et prises en compte.

Les événements sélectionnés d'origine interne comprennent au minimum:

- les défaillances d'équipements,
- les erreurs humaines,
- d'autres risques tels qu'incendie, explosions, inondations.

Art. 4. In hetzelfde besluit wordt na het hoofdstuk 4, een hoofdstuk 4bis ingevoegd, luidende:

“Hoofdstuk 4bis. - Specifieke veiligheidsvoorschriften voor de onderzoeksreactoren

Afdeling I - Beheer van de nucleaire veiligheid

Art. 42 – Managementsysteem

Er moet een organisatorische entiteit met de verantwoordelijkheid om onafhankelijke evaluaties uit te voeren, worden opgericht en met de overeenstemmende autoriteit worden bekleed.

Art. 43 – Opleiding en machtiging van het personeel

De operatoren van de controlezaal van de onderzoeksreactoren moeten een basisopleiding en een jaarlijkse bijscholing volgen, onder meer om een praktische kennis te verwerven op het gebied van het gebruik van de procedures in normaal bedrijf en in ongevalsomstandigheden.

De jaarlijkse bijscholing van de operatoren van de controlezaal handelt onder meer over de volgende onderwerpen:

- de besturing van de reactor, zowel in normale bedrijfssituaties als bij voorziene bedrijfsincidenten en bij geselecteerde ongevallen;
- in voorkomend geval, het werken in een ploegenstelsel;
- de uitwisseling van bedrijfservaringen en wijzigingen van de installaties en procedures.

Het onderhouds- en technisch ondersteunend personeel, inclusief dat van de onderaannemers, moet een praktische opleiding volgen (indien mogelijk op maquettes of reële componenten in opleidingsinstallaties of laboratoria) om vertrouwd te geraken met de specifieke veiligheidsvereisten van taken die niet kunnen worden geoefend op de geïnstalleerde uitrustingen.

De operatoren van de controlezaal die belast zijn met de besturing en de toestandswijzigingen van de reactor moeten over een bevoegdheidsverklaring beschikken die voor een bepaalde termijn geldig is. Bij de evaluatie van de deskundigheid en geschiktheid van de personen worden gedocumenteerde criteria gebruikt voor het verkrijgen van een vergunning. De exploitant moet procedures opstellen voor het verkrijgen van deze vergunning en voor de vernieuwing ervan wanneer de geldigheidstermijn verstreken is.

De oprichtings- en exploitatievergunning kan afwijken van de vereiste in het vorige lid voor studenten die in het kader van hun opleiding deelnemen aan de besturing en de toestandswijzigingen van de reactor. Zij krijgen de nodige opleiding en staan onder het permanente toezicht van een gemachtigde operator.

Afdeling II - Ontwerp

Art. 44 – Ontwerpbasis van de bestaande onderzoeksreactoren

44.1 – Veiligheidsstrategie

In toepassing van het algemene concept van gelaagde bescherming moet het ontwerp verscheidene fysieke barrières voorzien om het ongecontroleerd vrijkomen van radioactieve materialen in het milieu tegen te gaan, alsook een combinatie van veiligheidsuitrustingen en -maatregelen die de doeltreffendheid en de bescherming van deze barrières garanderen.

Met het oog op het algemene concept van gelaagde bescherming moet de reactor zodanig worden ontworpen dat in de mate van het mogelijke wordt verhinderd dat:

- (a) de integriteit van de fysieke barrières in gevaar gebracht wordt;
- (b) een barrière bezwijkt wanneer ze belast wordt;
- (c) het falen van een barrière het falen van een andere barrière veroorzaakt.

44.2 – Ontwerpbasisvoorvallen

Bij het opstellen van de lijst met initiatorgebeurtenissen wordt er rekening gehouden met de ervaringsfeedback en de analyses betreffende gelijkaardige installaties en sites.

Geloofwaardige combinaties van individuele gebeurtenissen worden geïdentificeerd en in rekening gebracht.

De geselecteerde voorvallen van interne oorsprong omvatten ten minste:

- het falen van uitrustingen,
- menselijke fouten,
- andere risico's zoals brand, explosies, overstroming.

Les événements sélectionnés d'origine externe comprennent des événements résultant d'activités humaines, dont au minimum:

- la chute d'avion,
- les accidents causés par les transports et les activités industrielles de proximité, comprenant les incendies, explosions, et autres menaces plausibles ou nulles et que les événements susceptibles d'entraîner des conséquences graves doivent avoir une probabilité d'occurrence très faible.

44.3 – Critères d'acceptation techniques

Les événements initiateurs postulés pour chaque état opérationnel sont regroupés en un nombre restreint de catégories selon leur probabilité d'occurrence. Chaque catégorie doit être assortie de critères d'acceptation tenant compte de l'exigence selon laquelle les événements fréquents ne doivent avoir que des conséquences radiologiques mineures ou nulles et que les événements susceptibles d'entraîner des conséquences graves doivent avoir une probabilité d'occurrence très faible.

Des critères de protection de l'intégrité doivent être spécifiés pour :

- le combustible. De plus, un critère d'endommagement maximum du combustible doit être spécifié pour chaque accident de base de conception ;
- le cas échéant, le circuit primaire ;
- le cas échéant, le circuit secondaire ;
- les moyens de confinement. Ces critères portent notamment sur les températures, pressions et taux de fuites maximaux.

44.4 – Démonstration de conservatisme et de marges raisonnables

Afin de garantir des marges raisonnables :

- a) les conditions initiales et conditions aux limites sont définies avec conservatisme dans les démonstrations de sûreté ;
- b) la défaillance unique la plus pénalisante pouvant survenir à n'importe quel composant d'un système de sûreté devant répondre à l'événement, au moment et dans la configuration les plus défavorables, est appliquée pour l'analyse des événements initiateurs postulés. Cependant, il n'est pas requis de supposer la défaillance d'un composant passif dans la mesure où il est démontré qu'une défaillance de ce composant est très improbable et qu'il n'est pas affecté par l'événement initiateur postulé ;
- c) seuls les systèmes ayant une classification de sûreté adéquate sont pris en compte pour assurer une fonction de sûreté. Les autres systèmes sont pris en compte dans la mesure où leur fonctionnement aggrave les effets de l'événement initiateur ;

d) le blocage le plus pénalisant d'une barre de contrôle est postulé ;

e) les systèmes de sûreté sont supposés fonctionner à leur niveau de performance le plus pénalisant au regard de l'événement initiateur ;

f) toute défaillance consécutive à un événement initiateur postulé ou à une défaillance postulée est considérée comme faisant partie de cet événement initiateur ou de cette défaillance ;

De plus, l'analyse de sûreté :

- a) se base sur des méthodes, hypothèses ou arguments qui sont justifiés et conservatifs ;
- b) adresse les incertitudes et leur impact ;
- c) prend des marges suffisantes pour garantir qu'elle couvre l'ensemble de la base de conception ;
- d) est auditable et reproductible.

44.5 – Fonctions de sûreté

44.5.1 – Généralités

Les fonctions de sûreté fondamentales sont assurées dans la base de conception.

L'activation et la mise en œuvre de fonctions de sûreté doit être accomplie par des moyens passifs ou des systèmes automatisés, de telle sorte que l'action d'un opérateur ne soit normalement pas nécessaire pendant 30 minutes après l'événement initiateur.

Toute action d'opérateur malgré tout requise dans les 30 minutes suivant la détection de l'événement initiateur depuis la salle de commande, doit être justifiée dans le rapport de sûreté et soutenue par des procédures. Ces procédures sont répétées régulièrement.

De geselecteerde voorvallen van externe oorsprong omvatten voorvallen die voortvloeien uit menselijke activiteiten, waaronder ten minste:

- het neerstorten van een vliegtuig,
- de ongevallen veroorzaakt door vervoer en nabije industriële activiteiten, met inbegrip van brand, explosies en andere plausibele bedreigingen voor de veiligheid van de nucleaire installaties.

44.3 – Technische aanvaardingscriteria

De vooronderstelde initiatorgebeurtenissen voor elke bedrijfstoeestand worden gegroepeerd in een beperkt aantal categorieën op basis van hun waarschijnlijkheid van voorkomen. Voor elke categorie moeten aanvaardingscriteria worden bepaald, rekening houdend met de vereiste dat frequente voorvallen slechts beperkte of geen radiologische gevolgen mogen hebben en de voorvallen die ernstige gevolgen kunnen veroorzaken slechts een zeer lage waarschijnlijkheid van voorkomen mogen hebben.

Er moeten criteria voor de bescherming van de integriteit worden gespecificeerd voor:

- de brandstof. Bovendien moet voor elk ontwerpbasisongeval een criterium voor maximale beschadiging van de brandstof worden gespecificeerd;
- in voorkomend geval, de primaire kring;
- in voorkomend geval, de secundaire kring;
- de insluitingsmiddelen. Deze criteria hebben met name betrekking op de maximale temperaturen, -druk en -lekgraad.

44.4 – Bewijs van conservatisme en van redelijke marges

Om redelijke marges te garanderen:

- b) worden de begin- en randvoorwaarden bij de veiligheidsdemonstraties met conservatisme bepaald;
- c) wordt de meest penaliserende enkelvoudige falings die zich kan voordoen in om het even welke component van een veiligheidssysteem dat moet reageren op het voorval, op het meest ongunstige moment en in de meest ongunstige configuratie, toegepast bij de analyse van de vooronderstelde initiatorgebeurtenissen. Het is echter niet vereist om het falen van een passieve component te veronderstellen, voor zover werd aangetoond dat het falen van deze component zeer onwaarschijnlijk is en dat de component niet wordt aangetast door de vooronderstelde initiatorgebeurtenis;
- d) worden enkel de veiligheidssystemen met een gepaste veiligheidsclassificatie in aanmerking genomen voor het waarborgen van een veiligheidsfunctie. De andere systemen worden in aanmerking genomen voor zover hun werking de gevolgen van de initiatorgebeurtenis vererger;

f) wordt de meest penaliserende blokkering van een regelstaaf voorondersteld;

e) worden de veiligheidssystemen verondersteld om op hun meest penaliserende prestatieniveau ten aanzien van de initiatorgebeurtenis te functioneren;

f) wordt elke falings die het gevolg is van een vooronderstelde initiatorgebeurtenis of een vooronderstelde falings beschouwd als een deel van de oorspronkelijke initiatorgebeurtenis of falings;

Daarenboven moet de veiligheidsanalyse:

- a) gebaseerd zijn op gerechtvaardigde en conservatieve methodes, hypothesen en argumenten;
- b) de onzekerheden en hun impact behandelen;
- c) voldoende marges inbouwen om te garanderen dat ze de volledige ontwerpbasis dekt;
- d) auditeerbaar en reproduceerbaar zijn.

44.5 – Veiligheidsfuncties

44.5.1 – Algemeen

De fundamentele veiligheidsfuncties zijn gewaarborgd in de ontwerp-basis.

De veiligheidsfuncties moeten worden geactiveerd en uitgevoerd met passieve middelen of geautomatiseerde systemen, zodanig dat het optreden van een operator gedurende 30 minuten na de initiatorgebeurtenis niet vereist is.

Elke interventie van een operator die ondanks alles binnen 30 minuten na de detectie van de initiatorgebeurtenis vanuit de controlezaal vereist is, moet worden gerechtvaardigd in het veiligheidsrapport en ondersteund door procedures. Deze procedures worden regelmatig geoeffend.

Si l'événement initiateur affecte la salle de commande et pour autant qu'un ou des postes de commande supplémentaires séparés sont prévus à cet effet, les fonctions de sûreté seront maintenues sans intervention humaine pendant le délai nécessaire pour permettre l'intervention des opérateurs à partir de ces lieux.

Les fonctions de sûreté des différents réacteurs de recherche d'un même site sont assurées de manière indépendante pour chaque réacteur. Les systèmes supports partagés entre un réacteur de recherche et d'autres réacteurs de recherche ou d'autres installations nucléaires sont dimensionnés de telle manière que les fonctions de sûreté des différents réacteurs de recherche sont assurées de manière indépendante pour chaque réacteur.

44.5.2 – Fonctions de mise à l'arrêt du réacteur et de maintien de la sous-criticité

Au moins un moyen permet de mettre et maintenir le réacteur à l'arrêt. La nécessité de disposer de plusieurs moyens est déterminée compte tenu du risque associé à la défaillance d'un moyen unique. Le cas échéant, ces moyens seront indépendants et de préférence diversifiés.

Au moins un moyen doit être capable à lui seul, de ramener rapidement le réacteur dans un état sous-critique avec une marge adéquate en tenant compte d'une défaillance unique.

La sous-criticité est maintenue :

- dans le cœur pendant tout arrêt programmé en exploitation normale ou après tout incident de fonctionnement prévu ;
- dans le cœur, après une période transitoire suite à tout accident de base de conception ;
- dans l'entreposage de combustible neuf et celui du combustible usé.

44.5.3 – Fonctions d'évacuation de la chaleur résiduelle

Si des moyens d'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur à l'arrêt et de l'entreposage de combustible usé sont nécessaires afin de respecter les critères d'intégrité du combustible, ces moyens doivent être prévus en tenant compte d'une défaillance unique et de la perte du réseau externe.

44.5.4 – Fonctions de confinement

Il faut prévoir des moyens de confinement de façon qu'un rejet éventuel de matières radioactives dans l'environnement lors d'un accident de base de conception, reste inférieur aux limites prescrites. Ces moyens de confinement comprennent, selon les prescriptions de conception:

- a) des structures étanches ;
- b) des dispositifs pour l'isolement du bâtiment réacteur des tuyauteries connectées au circuit primaire qui le traversent et du système de ventilation ;
- c) des dispositifs pour la gestion, la rétention ou l'élimination des produits de fission, de l'hydrogène, de l'oxygène et des autres substances qui pourraient être relâchées dans le bâtiment réacteur.

Les choix faits au niveau de la redondance, de l'automatisation, du type et de la localisation de ces dispositifs sont justifiés.

44.6 – Instrumentation et systèmes de contrôle

44.6.1 – Généralités

Une instrumentation doit permettre de mesurer les principaux paramètres qui peuvent influencer sur le processus de fission, sur l'intégrité du cœur du réacteur, sur les systèmes de refroidissement du réacteur, sur les moyens de confinement et sur l'état de l'entreposage de combustible usé. La nécessité d'une telle instrumentation pour l'entreposage du combustible usé est déterminée sur base du risque associé à cet entreposage.

Cette instrumentation doit fournir les informations requises pour exploiter le réacteur de manière fiable et sûre et pour déterminer l'état du réacteur lors d'accidents de base de conception. Il faut prévoir des enregistrements automatiques des mesures de tous les paramètres dérivés qui sont importants pour la sûreté nucléaire.

L'instrumentation doit permettre de mesurer de manière adéquate les paramètres du réacteur liés aux différents états du réacteur. A cette fin, elle doit être conçue et qualifiée pour les conditions de service correspondant à ces états.

Indien de initiatorgebeurtenis de controlezaal treft en er daartoe een of meer gescheiden extra controleposten voorzien zijn, dan worden de veiligheidsfuncties zonder enige menselijke tussenkomst gehandhaafd voor de tijd die nodig is om de interventie van de operatoren vanuit deze posten mogelijk te maken.

De veiligheidsfuncties van de verschillende onderzoeksreactoren op eenzelfde site worden onafhankelijk voor elke reactor gewaarborgd. De gedeelde ondersteuningssystemen tussen een onderzoeksreactor en andere onderzoeksreactoren of andere nucleaire installaties zijn gedimensionneerd op een wijze waarbij de veiligheidsfuncties van de verschillende onderzoeksreactoren onafhankelijk voor elke reactor gewaarborgd zijn.

44.5.2 – Uitschakelfuncties van de reactor en functies ter behoud van de onderkritische toestand

Er moet minstens één middel worden voorzien om de reactor te kunnen uitschakelen en uitgeschakeld te houden. De noodzaak om over meerdere middelen te beschikken wordt bepaald rekening houdend met het risico dat gepaard gaat met het falen van een enkel middel. Deze middelen moeten in voorkomend geval onafhankelijk en bij voorkeur gediversifieerd zijn.

Minstens één middel moet op zich in staat zijn om de reactor snel naar een onderkritische toestand met gepaste marge te brengen, rekening houdend met een enkelvoudige faling.

De onderkritische toestand wordt behouden:

- in de kern tijdens elke geprogrammeerde stilstand bij normale werking, of na elk voorzien bedrijfsincident;
- in de kern na een overgangperiode volgend op een ontwerpgeval;
- bij de opslag van nieuwe brandstof en van gebruikte brandstof.

44.5.3 – Functies voor de afvoer van de restwarmte

Indien middelen voor de afvoer van de restwarmte in de kern bij stilstand en voor de opslag van gebruikte brandstof noodzakelijk zijn om te voldoen aan de integriteitscriteria van de kernbrandstof, moeten deze middelen voorzien worden rekening houdend met een enkelvoudige faling en het verlies van externe stroomvoorziening.

44.5.4 – Insluitingsfuncties

Er moeten zodanige insluitingsmiddelen worden voorzien dat een eventuele uitstoot van radioactieve materialen in het milieu bij een ontwerpbasisongeval onder de voorgeschreven limieten blijft. Deze insluitingsmiddelen omvatten volgens de ontwerpvoorschriften:

- a) lekdichte structuren;
- b) systemen om het reactorgebouw te isoleren van de met de primaire kringen verbonden leidingen die daardoor lopen en van het ventilatiesysteem;
- c) systemen voor het beheer, de retentie of verwijdering van splijtingsproducten, waterstof, zuurstof en andere stoffen die in het reactorgebouw zouden kunnen terechtkomen.

De gemaakte keuzes wat betreft redundantie, automatisering, type en locatie van deze systemen moeten worden gerechtvaardigd.

44.6 – Instrumentatie en controlesystemen

44.6.1 – Algemeen

Instrumentatie moet het mogelijk maken om de belangrijkste parameters te meten die een invloed kunnen hebben op het splijtingsproces, op de integriteit van de reactor, op de koelsystemen van de reactor, op de insluitingsmiddelen en op de toestand van de opslag van gebruikte brandstof. De noodzaak van dergelijke instrumentatie voor de opslag van gebruikte brandstof wordt bepaald op basis van het risico dat aan deze opslag verbonden is.

Deze instrumentatie moet de nodige informatie leveren over de reactor zodat die op een betrouwbare en veilige manier kan worden uitgebaat en de toestand van de reactor kan worden bepaald tijdens ontwerpbasisongevallen. De metingen van alle afgeleide parameters die belangrijk zijn voor de nucleaire veiligheid moeten automatisch worden geregistreerd.

De instrumentatie moet toelaten om de parameters van de reactor die verbonden zijn met de verschillende toestanden van de reactor op gepaste wijze te meten. Daartoe moet ze ontworpen en gekwalificeerd zijn voor de bedrijfsvoorwaarden die met deze toestanden overeenstemmen.

44.6.2 – Salle de commande

Il faut prévoir une salle de commande d'où le réacteur peut être conduit de manière sûre dans tous ses domaines de fonctionnement, et d'où des mesures peuvent être prises pour maintenir le réacteur dans un état sûr ou le ramener dans un tel état après le déclenchement d'incidents de fonctionnement prévus et d'accidents de base de conception.

Des dispositifs doivent être prévus pour donner des indications visuelles et, s'il y a lieu, acoustiques sur les conditions de fonctionnement et les processus d'exploitation qui se seraient écartés de la normale et qui pourraient affecter la sûreté nucléaire. La conception de la salle de commande doit prendre en compte les principes d'ergonomie. En outre, des informations appropriées doivent permettre à l'opérateur de surveiller les effets des actions automatiques.

Une attention particulière doit être accordée à l'identification des événements d'origine interne et externe à la salle de commande qui peuvent constituer une menace directe pour la poursuite de son utilisation. Des mesures raisonnables doivent être prévues à la conception afin de minimiser les effets de ces événements.

La nécessité d'un second système d'instrumentation et de contrôle commande est déterminée compte tenu du risque engendré par la perte de la salle de commande.

Si un tel système est nécessaire :

- il est installé de préférence en un endroit unique ;
- il est physiquement et électriquement séparé de la salle de commande ;
- il permet de mettre et de maintenir le réacteur à l'arrêt, d'évacuer la chaleur résiduelle et de surveiller les variables essentielles du réacteur au cas où il ne serait plus possible d'assurer ces fonctions de sûreté essentielles depuis la salle de commande.

44.6.3 – Système de protection

Le système de protection doit être conçu de manière à présenter une fiabilité fonctionnelle en rapport avec l'importance de la (des) fonction(s) de sûreté à remplir. La redondance et l'indépendance prévues à la conception du système de protection doivent être suffisantes pour assurer au moins :

- (1) qu'aucune défaillance unique n'entraîne la perte de la fonction de protection; et
- (2) que la mise hors service d'un composant ou d'une voie quelconque n'entraîne pas la perte de la redondance minimum requise.

Le système de protection doit être conçu de manière à permettre de procéder à des essais de son fonctionnement pendant le fonctionnement du réacteur. La conception doit permettre de tester en fonctionnement tous les aspects d'une fonctionnalité, depuis le capteur jusqu'au signal d'entrée dans l'actionneur final. Des exceptions doivent être justifiées.

La conception doit être de nature à réduire le plus possible la probabilité qu'une action de l'opérateur ne rende le système de protection inopérant en exploitation normale et lors d'incidents de fonctionnement prévus, mais elle ne peut pas empêcher les opérateurs de prendre les actions correctes nécessaires pour la gestion d'accidents de base de conception.

Les systèmes informatisés utilisés dans le système de protection doivent satisfaire, lors de leur mise en œuvre, aux dispositions suivantes :

- (1) le matériel et le logiciel doivent être de la plus haute qualité possible et correspondre aux meilleures pratiques disponibles ;
- (2) l'ensemble du processus de développement, y compris le contrôle, les essais et la mise en service des modifications de la conception, doit être consigné systématiquement dans des documents afin de pouvoir être audité ;
- (3) afin de confirmer que l'on peut avoir confiance dans la fiabilité des systèmes informatisés, ces systèmes seront évalués par des spécialistes indépendants des concepteurs et des fournisseurs ; et
- (4) lorsque l'intégrité requise du système ne peut pas être démontrée avec un degré de confiance suffisant, il faut prévoir une diversification des moyens permettant d'assurer les fonctions de protection.

44.6.2 – Controlezaal

Er moet een controlezaal worden voorzien van waaruit de reactor in al zijn werkingsgebieden op een veilige manier kan worden bestuurd en van waaruit maatregelen kunnen worden genomen om de reactor in een veilige toestand te houden of terug te brengen na voorziene werkingsincidenten en ontwerpbasisongevallen.

Er moeten systemen worden voorzien om visuele en eventueel ook geluidsindicaties te geven wanneer de bedrijfsomstandigheden en de exploitatieprocessen afwijken van de normale en de nucleaire veiligheid in het gedrang zouden kunnen brengen. Bij het ontwerp van de controlezaal moeten de ergonomische principes in acht worden genomen. Bovendien moet gepaste informatie de operator toelaten om toezicht te houden op de gevolgen van de automatische acties.

Er moet bijzondere aandacht worden besteed aan de identificatie van de gebeurtenissen die hun oorsprong binnen of buiten de controlezaal hebben en het verdere gebruik ervan rechtstreeks kunnen bedreigen. Bij het ontwerp moeten redelijke maatregelen worden voorzien om de gevolgen van deze voorvallen tot een minimum te beperken.

De noodzaak van een tweede instrumentatie- en controlesysteem wordt bepaald rekening houdend met het risico dat wordt teweeggebracht door de uitval van de controlezaal.

Indien een dergelijk systeem nodig is, dan:

- is het bij voorkeur op één enkele plaats geïnstalleerd;
- is het fysiek en elektrisch gescheiden van de controlezaal;

- maakt dat systeem het mogelijk de reactor uit te schakelen en uitgeschakeld te houden, de restwarmte af te voeren en de essentiële variabelen van de reactor te monitoren wanneer het niet langer mogelijk is deze essentiële veiligheidsfuncties te garanderen vanuit de controlezaal.

44.6.3 – Beschermingssysteem

Het beschermingssysteem moet zodanig ontworpen zijn dat het een functionele betrouwbaarheid biedt die in verhouding staat tot de veiligheidsfunctie(s) die moet(en) vervuld worden. De redundantie en onafhankelijkheid die bij het ontwerp van het beschermingssysteem worden voorzien, moeten voldoende zijn om er minstens voor te zorgen dat:

- (1) geen enkele enkelvoudige falings het verlies van de beschermingsfunctie veroorzaakt; en
- (2) de uitschakeling van om het even welke component of leiding niet het verlies van de minimaal vereiste redundantie veroorzaakt.

Het beschermingssysteem moet zodanig ontworpen zijn dat de werking ervan kan worden getest terwijl de reactor in werking is. Het ontwerp moet het mogelijk maken dat alle aspecten van een functionaliteit kunnen worden getest terwijl de reactor in werking is, van de sensor tot hetingangssignaal in de laatste schakelaar. Uitzonderingen moeten worden gerechtvaardigd.

Het ontwerp moet van dien aard zijn dat de kans dat door een actie van de operator het beschermingssysteem bij normale uitbating en bij voorziene werkingsincidenten buiten gebruik gesteld wordt, zo veel mogelijk wordt beperkt, maar het mag niet verhinderen dat de operatoren de corrigerende acties uitvoeren die nodig zijn bij het beheer van ontwerpbasisongevallen.

De informaticasystemen die in het beschermingssysteem worden gebruikt, moeten, bij hun ingebruikname, voldoen aan de volgende bepalingen:

- (1) de hardware en de software moeten van de best mogelijke kwaliteit zijn en overeenstemmen met de best beschikbare praktijken;
- (2) het hele ontwikkelingsproces, inclusief de controle, de testen en de invoering van wijzigingen aan het ontwerp, moet systematisch worden opgetekend in documenten zodat het kan worden geauditeerd;
- (3) om te bevestigen dat men kan vertrouwen op de betrouwbaarheid van de informaticasystemen, worden deze geëvalueerd door specialisten die onafhankelijk zijn van de ontwerpers en de leveranciers; en
- (4) wanneer de vereiste integriteit van het systeem niet met een voldoende graad van vertrouwen kan worden aangetoond, moet een diversifiëring worden voorzien van de middelen zodat de beschermingsfuncties kunnen verzekerd worden.

44.6.4 – Alimentation de secours

Les systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire doivent pouvoir être alimentés par une alimentation électrique de secours. Cette alimentation doit être capable de fournir l'énergie nécessaire dans toutes les conditions de fonctionnement ou lors d'un accident de base de conception, et dans l'hypothèse d'une défaillance unique et d'une perte simultanée du réseau externe.

Art. 45 – Extension de la conception des réacteurs nucléaires de recherche

45.1 – Objectif

Une analyse des conditions d'extension de la conception est menée dans le but d'améliorer la sûreté:

- en renforçant la capacité à faire face à des événements ou des conditions plus sévères que ceux prises dans la base de conception,

- en minimisant les relâchements radioactifs dommageables pour le public et l'environnement, autant que raisonnablement faisable, lors de tels événements ou de telles conditions.

L'analyse DEC-A vise à identifier les mesures raisonnablement faisables de prévention de l'endommagement conséquent du combustible et des conditions susceptibles de mener à un rejet radioactif précoce ou massif.

L'analyse DEC-B vise à identifier les mesures raisonnablement faisables permettant d'atténuer les conséquences de l'endommagement conséquent du combustible et des conditions susceptibles de mener à un rejet radioactif précoce ou massif, si cet endommagement ou ces conditions n'ont pas été rendus extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.

45.2 – Sélection des conditions d'extension de la conception

Une liste représentative de conditions d'extension de la conception est établie et justifiée sur base de méthodes déterministes et de jugements d'experts, complétés, le cas échéant, par des méthodes probabilistes.

Il est tenu compte des événements pouvant affecter simultanément les diverses installations du site ainsi que les interactions potentielles entre les installations du site ou d'autres sites proches.

Le processus de sélection des conditions DEC-A part des événements ou combinaisons d'événements qui ne peuvent être considérés comme extrêmement improbables avec un haut degré de confiance et qui peuvent mener à l'endommagement conséquent du combustible ou à un rejet radioactif précoce ou massif.

Le processus de sélection des conditions DEC-A se base sur :

- les événements se produisant dans les différents états opérationnels ;
- les événements résultants des risques internes ou externes ;
- des défaillances de cause commune.

La liste des conditions DEC-B couvre les situations pour lesquelles les capacités de prévention de l'endommagement conséquent du combustible et de rejet radioactif précoce ou massif sont dépassées, ou les situations pour lesquelles les mesures de prévention ne fonctionnent pas comme voulu.

La liste des conditions DEC-B comprend des accidents postulés avec endommagement conséquent du combustible, également pour celui dans l'entreposage du combustible usé, pour autant que de tels accidents n'aient pas été rendus extrêmement improbables avec un haut degré de confiance.

45.3 – Analyse des conditions d'extension de la conception

L'analyse des conditions d'extension de la conception :

a) se base sur des méthodes, des hypothèses et des arguments qui sont justifiés et sans conservatismes excessifs. Ces méthodes peuvent être plus réalistes et utiliser des critères d'acceptation moins exigeants que ceux utilisés dans la base de conception ;

b) est auditable, particulièrement en cas de recours au jugement d'expert, et prend en compte les incertitudes et leur impact ;

c) identifie les mesures raisonnablement faisables pour prévenir les conditions DEC-B et pour en atténuer les conséquences;

d) évalue les conséquences radiologiques potentielles sur site et hors site résultant des conditions d'extension de la conception en supposant le bon fonctionnement des mesures de gestion d'accidents prévues ;

44.6.4 – Noodvoeding

De voor de nucleaire veiligheid belangrijke systemen en componenten moeten kunnen gevoed worden door een elektrische noodvoeding. Deze noodvoeding moet de nodige energie kunnen leveren in alle bedrijfsomstandigheden of bij een [ontwerpbasisongeval], en in de hypothese van een enkelvoudige falen en een gelijktijdig verlies van de externe stroomvoorziening.

Art. 45 – Ontwerpuitbreiding van de onderzoeksreactor

45.1 – Doelstelling

Er wordt een analyse van de ontwerpuitbreidingsomstandigheden uitgevoerd om de veiligheid te verbeteren:

- door het vermogen te versterken om het hoofd te bieden aan voorvallen of omstandigheden die ernstiger zijn dan die van de ontwerpbasis,

- door, voor zover redelijkerwijze mogelijk, radioactieve lozingen die schadelijk zijn voor de bevolking en het milieu tot een minimum te beperken tijdens zulke voorvallen of omstandigheden.

De DEC-A analyse beoogt de redelijkerwijs haalbare maatregelen te identificeren om aanzienlijke schade aan de brandstof en de omstandigheden die tot vroegtijdige of massale radioactieve lozingen kunnen leiden, te kunnen voorkomen.

De DEC-B analyse beoogt de redelijkerwijs haalbare maatregelen te identificeren die het mogelijk maken om de gevolgen van aanzienlijke schade aan de brandstof en van de omstandigheden die tot vroegtijdige of massale radioactieve lozingen kunnen leiden, te verzachten, voor zover deze schade of deze omstandigheden niet, met een hoge mate van vertrouwen, uiterst onwaarschijnlijk zijn gemaakt.

45.2 – Selectie van de ontwerpuitbreidingsomstandigheden

Er wordt een representatieve lijst met ontwerpuitbreidingsomstandigheden opgesteld en gerechtvaardigd op basis van deterministische methoden en deskundigenoordelen, in voorkomend geval aangevuld door probabilistische methoden.

Er wordt rekening gehouden met de voorvallen die tegelijk verschillende installaties van een site kunnen treffen, alsook met de verschillende mogelijke interacties tussen de installaties op de site of op andere nabijgelegen sites.

Het selectieproces van DEC-A-omstandigheden gaat uit van voorvallen of combinaties van voorvallen die niet met een hoge mate van vertrouwen als uiterst onwaarschijnlijk kunnen worden beschouwd en die kunnen leiden tot aanzienlijke schade van de brandstof of tot vroegtijdige of massale radioactieve lozingen.

Het selectieproces van de DEC-A-omstandigheden is gebaseerd op:

- voorvallen die zich voordoen in de verschillende bedrijfstoestanden;
- voorvallen voortvloeiend uit interne of externe risico's;
- falen met een gemeenschappelijke oorzaak.

De lijst met DEC-B-omstandigheden omvat de situaties waarvoor het vermogen om ofwel aanzienlijke schade van de brandstof ofwel vroegtijdige of massale radioactieve lozingen te voorkomen niet toereikend is, of de situaties waarvoor de preventiemaatregelen niet werken zoals gewenst.

De lijst met DEC-B-omstandigheden omvat de vooronderstelde ongevallen met aanzienlijke schade van de brandstof, ook die in de opslag van gebruikte brandstof, voor zover dergelijke ongevallen niet uiterst onwaarschijnlijk zijn gemaakt met een hoge mate van vertrouwen.

45.3 – Analyse van de ontwerpuitbreidingsomstandigheden

De analyse van de ontwerpuitbreidingsomstandigheden:

a) is gebaseerd op methodes, hypothesen en argumenten die gerechtvaardigd en niet overdreven conservatief zijn. Deze methodes mogen realistischer zijn en minder conservatieve aanvaardingscriteria hanteren dan deze die bij de ontwerpbasis werden gebruikt;

b) is auditeerbaar, inzonderheid wanneer een beroep wordt gedaan op het oordeel van deskundigen, en houdt rekening met de onzekerheden en hun impact;

c) identificeert de redelijkerwijs uitvoerbare maatregelen om DEC-B-omstandigheden te voorkomen en de gevolgen ervan te beperken;

d) beoordeelt de mogelijke radiologische gevolgen binnen en buiten de site die voortvloeien uit de ontwerpuitbreidingsomstandigheden, in de veronderstelling dat de voorziene maatregelen voor het beheer van ongevallen goed werken;

e) prend en compte la localisation et la disposition des installations, les performances des équipements ainsi que les conditions associées aux scénarios considérés et la faisabilité des mesures de gestion d'accident prévues ;

f) démontre le cas échéant une marge suffisante vis-à-vis d'effets falaises qui auraient des conséquences inacceptables,

g) utilise les études probabilistes de sûreté lorsqu'elles existent ;

h) prend en compte les phénomènes liés aux accidents avec endommagement conséquent du combustible, le cas échéant ;

i) définit un état final, sûr si possible, et définit les temps de mission associés aux différents structures, systèmes et composants là où c'est d'application.

45.4 – Fonctions de sûreté en conditions d'extension de la conception

45.4.1 – Généralités

Pour les conditions DEC-A, l'objectif est d'assurer les fonctions de sûreté fondamentales.

Pour les conditions DEC-B, l'objectif est d'assurer en priorité le confinement des matières radioactives. Dans ce but, la chaleur résiduelle du combustible est évacuée.

La réalisation des fonctions de sûreté fondamentales en conditions d'extension de la conception peut faire intervenir l'utilisation d'équipements mobiles présents sur site ou des supports externes, pour autant que soit pris en compte le temps nécessaire pour les rendre disponibles.

Les systèmes, structures et composants, y compris les équipements mobiles et leurs points de connexion le cas échéant, leurs systèmes supports et l'instrumentation utilisés pour la prévention de l'endommagement conséquent du combustible ou l'atténuation des conséquences des accidents sont adéquatement qualifiés et capables de remplir leur fonction pendant une période de temps appropriée.

Si la gestion d'accident repose sur des moyens mobiles, des points de connexion permanents et accessibles, permettant l'utilisation de ces moyens sont installés. Les moyens mobiles et leurs points de connexion font l'objet d'un programme de maintenance, d'essais, de surveillance et d'inspection.

Une autonomie suffisante est prévue pour assurer les fonctions de sûreté fondamentales jusqu'à ce qu'un ravitaillement puisse être effectué.

Un processus systématique est établi pour réévaluer les supports communs afin de s'assurer que les ressources en personnel, en équipement et autres matières susceptibles d'être utilisés dans les conditions accidentelles sont disponibles en quantité suffisante pour toutes les installations et à tout moment.

45.4.2 – Sous criticité à long terme

La sous-criticité est assurée sur le long terme dans le cœur du réacteur et en tout temps dans l'entreposage du combustible usé.

45.4.3 – Evacuation de la chaleur résiduelle

Des moyens suffisants, en ce compris leurs alimentations électriques, sont disponibles pour évacuer la chaleur résiduelle du cœur et de l'entreposage du combustible usé. Au moins l'un de ces moyens à lui seul est capable de remplir sa fonction en cas d'évènement d'extension de la conception d'origine externe.

45.4.4 – Fonctions de confinement

L'isolement du bâtiment réacteur est assuré. Si cet isolement ne peut être réalisé suffisamment rapidement, l'endommagement conséquent du combustible dans le cœur est évité avec un haut niveau de confiance. De même, l'endommagement conséquent du combustible dans le cœur est évité avec un haut degré de confiance lors de tout évènement menant au contournement des moyens de confinement du bâtiment réacteur.

Les moyens nécessaires pour respecter les critères de protection de l'intégrité du confinement sont mis en place.

Si un évènement est prévu pour gérer la pression dans le bâtiment réacteur, une filtration est présente.

45.4.5 – Instrumentation et contrôle pour la gestion des conditions d'extension de la conception

e) houdt rekening met de locatie en de schikking van de installaties, de prestaties van de uitrustingen, de omstandigheden van de in aanmerking genomen scenario's en de haalbaarheid van de voorziene ongevallebeheersingsmaatregelen;

f) toont in voorkomend geval een voldoende grote marge aan ten opzichte van klifeffecten die zouden kunnen leiden tot onaanvaardbare gevolgen;

g) maakt gebruik van probabilistische veiligheidsstudies voor zover die bestaan;

h) houdt in voorkomend geval rekening met de verschijnselen die verband houden met ongevallen met aanzienlijke schade aan de brandstof;

i) bepaalt een eindtoestand die indien mogelijk een veilige toestand is, en bepaalt, waar van toepassing, de mistietijd voor de verschillende structuren, systemen en componenten.

45.4 – Veiligheidsfuncties onder de ontwerpuitbreidingsomstandigheden

45.4.1 – Algemeen

De doelstelling bij DEC-A-omstandigheden is de fundamentele veiligheidsfuncties te waarborgen.

De doelstelling bij DEC-B-omstandigheden is om prioritair de insluiting van de radioactieve stoffen te waarborgen. Met dit doel wordt de restwarmte van de brandstof afgevoerd.

Om de fundamentele veiligheidsfuncties onder de ontwerpuitbreidingsomstandigheden te verwezenlijken, kan een beroep worden gedaan op mobiele uitrustingen die aanwezig zijn op de site, of op externe ondersteuning, op voorwaarde dat rekening gehouden wordt met de tijd die nodig is om ze beschikbaar te maken.

De systemen, structuren en componenten, inclusief, in voorkomend geval, de mobiele uitrustingen en hun aansluitpunten, hun ondersteuningssystemen en de bijbehorende instrumentatie, die worden gebruikt voor het voorkomen van aanzienlijke schade aan de brandstof of voor de beperking van de gevolgen van ongevallen, moeten afdoende gekwalificeerd zijn en in staat zijn om hun functies gedurende een toereikende periode te vervullen.

Indien de ongevallebeheersing steunt op mobiele middelen, dan worden er permanente aansluitpunten geïnstalleerd die toegankelijk zijn, zodat deze middelen kunnen worden gebruikt. De mobiele middelen en hun aansluitpunten worden onderworpen aan een onderhouds-, test-, monitoring- en inspectieprogramma.

Er wordt voldoende autonomie voorzien, zodat de fundamentele veiligheidsfuncties gewaarborgd blijven tot er een externe bevoorradings kan gebeuren.

Er wordt een systematisch herevaluatieproces van de gemeenschappelijke ondersteuning opgezet, om zeker te stellen dat de middelen inzake personeel, uitrusting en andere materialen die kunnen worden ingezet in ongevalsomstandigheden te allen tijde voor alle installaties in voldoende grote hoeveelheden beschikbaar zijn.

45.4.2 – Onderkritische toestand op lange termijn

De onderkritische toestand wordt op lange termijn gewaarborgd in de kern van de reactor en te allen tijde voor de opslag van gebruikte brandstof.

45.4.3 – Afvoer van de restwarmte

Voor de afvoer van de restwarmte uit de kern en uit de opslag van gebruikte brandstof zijn er voldoende middelen beschikbaar, inclusief hun elektrische voeding. Ten minste een van deze middelen is op zichzelf in staat om zijn functie te vervullen in geval van een ontwerpuitbreidingsvoorval van externe oorsprong.

45.4.4 – Insluitingsfuncties

De isolering van het reactorgebouw is gewaarborgd. Indien deze isolering niet kan worden uitgevoerd binnen een adequate termijn, wordt aanzienlijke schade aan de brandstof in de kern vermeden met een hoge mate van vertrouwen. Zo ook wordt aanzienlijke schade aan de brandstof in de kern met een hoge mate van vertrouwen vermeden bij elk voorval dat leidt tot een bypass van de insluitingsmiddelen van het reactorgebouw.

De nodige middelen moeten worden ingevoerd om te voldoen aan de beschermingscriteria van de integriteit van de insluiting.

Indien er een drukontlastingssysteem is voorzien om de druk in het reactorgebouw onder controle te houden, dan beschikt dit over een adequaat filtersysteem.

45.4.5 – Instrumentatie en controle voor het beheer van de ontwerpuitbreidingsomstandigheden

L'instrumentation pour déterminer l'état du réacteur y compris si nécessaire l'état de l'entreposage du combustible usé et l'état des fonctions de sûreté est disponible et adéquatement qualifiée. La nécessité de déterminer l'état de l'entreposage du combustible usé est déterminée sur base du risque associé à cet entreposage.

Cette instrumentation permet de fournir les informations nécessaires à la prise de décision quant à la mise en œuvre des mesures de gestion d'accident.

L'information issue de cette instrumentation est disponible dans la salle de commande et, le cas échéant, dans le ou les postes de commande supplémentaires séparés. Au moins un lieu équipé de l'instrumentation reste opérationnel et habitable en conditions d'extension de la conception.

45.4.6 – Alimentations électriques

Des alimentations électriques adéquates sont prévues pour permettre la mise en œuvre des mesures de gestion d'accident.

Les batteries électriques ont une capacité suffisante pour fournir le courant nécessaire jusqu'à ce qu'elles puissent être rechargées ou jusqu'à ce que d'autres moyens soient mis en place.

Art. 46 – Phénomènes naturels

46.1 – Identification des risques liés aux phénomènes naturels

Tous les phénomènes naturels, de même que les phénomènes secondaires qui en découleraient, qui sont susceptibles d'affecter le site doivent être identifiés.

Les phénomènes naturels comprennent :

- les aléas géologiques ;
- les aléas sismiques ;
- les aléas météorologiques ;
- les aléas hydrologiques ;
- les phénomènes biologiques ;
- les feux de forêt.

46.2 – Évaluation des risques liés aux phénomènes naturels spécifiques au site

De la liste des phénomènes naturels identifiés comme susceptibles d'affecter le site, les phénomènes qui :

- a) ne représentent pas une menace physique pour le réacteur, ou
 - b) sont extrêmement peu probables avec un haut degré de confiance,
- peuvent ne pas être sélectionnés, à l'exception de ceux qui, en combinaison avec d'autres événements, pourraient représenter une menace pour le réacteur.

Le processus de sélection se base sur des hypothèses conservatives.

Les phénomènes naturels sélectionnés sont analysés, à l'aide de méthodes déterministes et, dans la mesure du possible, probabilistes, suivant l'état actuel de la science et de la technologie.

L'analyse établit dans la mesure du possible, une relation entre la sévérité du phénomène naturel et sa fréquence de dépassement.

Le niveau de sévérité maximale crédible de chaque phénomène est déterminé dans la mesure du possible.

L'analyse est basée sur des données en provenance du site et de la région environnante, ainsi que d'autres régions pour autant que ces données soient pertinentes et disponibles.

Ces données sont complétées afin de couvrir également des phénomènes antérieurs à ceux documentés dans les annales historiques. L'évolution future des phénomènes, liée entre autres au changement climatique sera prise en considération lors de l'évaluation.

Les incertitudes sur les résultats seront évaluées.

46.3 – Événements de base de conception pour les phénomènes naturels

Sur base de l'analyse des phénomènes naturels pouvant affecter le site, des événements de base de conception sont définis.

La fréquence de dépassement utilisée pour le choix des phénomènes naturels de la base de conception est suffisamment basse pour assurer un haut degré de protection pour les phénomènes naturels. Les valeurs de fréquence de dépassement utilisées pour le choix des phénomènes naturels de base de conception doivent être justifiées en cohérence avec

De instrumentatie voor het bepalen van de toestand van de reactor, zo nodig inclusief de toestand van de opslag van gebruikte brandstof en de toestand van de veiligheidsfuncties is beschikbaar en adequaat gekwalificeerd. De noodzaak om de toestand van de opslag van gebruikte brandstof te bepalen, wordt geëvalueerd op basis van het risico dat aan deze opslag verbonden is.

Deze instrumentatie is in staat de informatie te verstrekken die nodig is om beslissingen te kunnen nemen over de te treffen maatregelen voor de beheersing van ongevallen.

De door deze instrumentatie verstrekte informatie is aanwezig in de controlezaal en, in voorkomend geval, in de gescheiden extra controlepost(en). Ten minste een van deze met de instrumentatie uitgeruste plaatsen blijft operationeel en bewoonbaar inontwerpuitbreidingsomstandigheden.

45.4.6 – Elektrische voeding

Er wordt adequate elektrische voeding voorzien voor de uitvoering van maatregelen voor de beheersing van ongevallen.

De elektrische batterijen hebben voldoende capaciteit om de nodige stroom te leveren tot ze opnieuw kunnen worden opgeladen of tot er andere middelen beschikbaar zijn.

Art. 46 – Natuurverschijnselen

46.1 – Identificatie van de risico's verbonden aan natuurverschijnselen

Alle natuurverschijnselen die de site kunnen treffen, alsook de secundaire verschijnselen die eruit kunnen voortvloeien, moeten worden geïdentificeerd.

De natuurverschijnselen omvatten:

- geologische verschijnselen;
- seismische verschijnselen;
- meteorologische verschijnselen;
- hydrologische verschijnselen;
- biologische verschijnselen;
- bosbranden.

46.2 – Evaluatie van de risico's verbonden aan de natuurverschijnselen die specifiek zijn voor de site

Uit de lijst van geïdentificeerde natuurverschijnselen die de site kunnen treffen moeten verschijnselen die:

- a) geen fysieke bedreiging vormen voor de reactor, of
 - b) uiterst onwaarschijnlijk zijn met een hoge mate van vertrouwen,
- niet worden geselecteerd, met uitzondering van deze die in combinatie met andere voorvallen een bedreiging kunnen vormen voor de reactor.

Het selectieproces is gebaseerd op conservatieve hypothesen.

De geselecteerde natuurverschijnselen worden geanalyseerd met behulp van deterministische methodes en, voor zover mogelijk, probabilistische methodes, overeenkomstig de huidige staat van de wetenschap en de technologie.

Deze analyse stelt, in de mate van het mogelijke, een verhouding vast tussen de ernst van het natuurverschijnsel en de overschrijdingsfrequentie ervan.

In de mate van het mogelijke wordt het aannemelijke maximale ernstniveau van elk verschijnsel bepaald.

De analyse is gebaseerd op gegevens afkomstig van de site en de omliggende regio, evenals van andere regio's voor zover deze gegevens relevant en beschikbaar zijn.

Deze gegevens worden aangevuld om ook de verschijnselen van voor het optekenen in de historische archieven te dekken. De toekomstige evolutie van deze verschijnselen, onder andere gekoppeld aan de klimaatverandering, zal tijdens de evaluatie in aanmerking worden genomen.

De onzekerheden over de resultaten worden geëvalueerd.

46.3 – Ontwerpbasisvoorvallen voor de natuurverschijnselen

Op basis van de analyse van de natuurverschijnselen die de site kunnen treffen, worden de ontwerpbasisvoorvallen bepaald.

De voor de keuze van de natuurverschijnselen voor de ontwerpbasis gebruikte overschrijdingsfrequentie is voldoende laag om een hoge mate van bescherming tegen natuurverschijnselen te garanderen. De waarden van de voor de keuze van de natuurverschijnselen voor de ontwerpbasis gebruikte overschrijdingsfrequentie moeten worden

l'objectif de sûreté nucléaire. Pour les sollicitations sismiques, une valeur minimale de $0,98 \text{ m.s}^{-2}$ est à respecter pour l'accélération horizontale maximale du sol.

Lorsque le calcul des fréquences de dépassement de la sévérité d'un phénomène est impossible ou ne présente pas un niveau de confiance suffisant, un événement avec lequel un niveau de protection équivalente peut être atteint, est retenu pour la base de conception.

Les événements repris pour la base de conception sont comparés aux phénomènes naturels passés afin de s'assurer de l'existence d'une marge suffisante sur le niveau de sévérité retenu.

Les caractéristiques des événements de la base de conception sont déterminées de manière conservatrice.

46.4 – Protection contre les événements de la base de conception

Un concept de protection est élaboré. Il permet de définir et de dimensionner des mesures de protection appropriées.

Le concept de protection :

- 1° prévoit des marges de sûreté ;
- 2° prend en compte tout effet crédible, direct ou indirect, de l'événement ;
- 3° repose sur des moyens passifs autant que raisonnablement possible ;
- 4° assure que les mesures pour faire face à un accident de base de conception restent efficaces pendant et après les événements, en fonction des états opérationnels ;
- 5° n'affaiblit pas la protection contre d'autres événements de base de conception. D'éventuelles exceptions sont justifiées ;

6° tient compte de la prévisibilité et du développement de l'événement au cours du temps ;

7° prévoit les procédures et les moyens pour la vérification de l'état du réacteur de recherche pendant et après les événements ;

7° tient compte du fait que :

- a. plusieurs trains, redondants ou diversifiés, d'un système de sûreté,
 - b. plusieurs structures, systèmes et composants,
 - c. diverses installations du site ainsi que l'infrastructure du site,
 - d. l'infrastructure environnante, les approvisionnements de l'extérieur et d'autres contre-mesures,
- pourraient être affectés par les événements ;
- 8° garantit la disponibilité de ressources suffisantes, en particulier si plusieurs installations sont présentes sur le même site et partagent des équipements ou services.

Les structures, systèmes et composants faisant partie du concept de protection sont considérés comme importants pour la sûreté.

Des processus de surveillance et d'alerte complètent le concept de protection. Là où c'est pertinent, des seuils ou valeurs d'intervention sont définis afin de déployer à temps les mesures de protection.

En outre, des seuils sont fixés pour la mise en œuvre d'inspections et autres actions post-événementielles prédéfinies.

Des méthodes basées sur des jugements d'experts et des évaluations alternatives sont utilisées pour évaluer la résistance sismique réelle des structures, systèmes et composants du réacteur de recherche compte tenu de leur état actuel et pour déterminer les améliorations nécessaires, si le niveau du séisme de base de conception a été revu à la hausse et qu'il n'est pas raisonnablement possible d'assurer une conception sismique en appliquant les règles de la base de conception.

46.5 – Événements d'extension de la conception

Des événements plus sévères que les événements de base de conception sont identifiés dans le cadre de l'analyse d'extension de la conception.

Si un phénomène naturel retenu dans la base de conception est extrêmement improbable avec un haut degré de confiance, il n'y a pas lieu de retenir un événement d'extension de la conception pour ce phénomène.

La sélection d'événements pour l'analyse d'extension de la conception est basée sur la fréquence de dépassement de la sévérité du phénomène, si possible, ou sur d'autres paramètres en lien avec le phénomène.

gerechtvaardigd in samenhang met de nucleaire veiligheidsdoelstelling. Voor de seismische belastingen moet een minimumwaarde van $0,98 \text{ m.s}^{-2}$ genomen worden voor de maximale horizontale grondversnelling.

Indien de overschrijdingsfrequentie voor het ernstniveau van een verschijnsel niet of niet met voldoende vertrouwen kan worden berekend, wordt een voorval waarmee een gelijkwaardig beschermingsniveau kan worden bereikt, opgenomen in de ontwerpbasis.

De voor de ontwerpbasis gekozen voorvallen worden vergeleken met natuurverschijnselen uit het verleden, om te verzekeren dat er een voldoende grote marge zit op het gekozen ernstniveau.

De kenmerken van de ontwerpbasisvoorvallen worden conservatief bepaald.

46.4 – Bescherming tegen ontwerpbasisvoorvallen

Er wordt een beschermingsconcept opgesteld. Het maakt het mogelijk om aangepaste beschermingsmaatregelen vast te stellen en te dimensioneren.

Het beschermingsconcept:

- 1° voorziet veiligheidsmarges;
- 2° houdt rekening met elk aannemelijk rechtstreeks of onrechtstreeks gevolg van een voorval;
- 3° steunt zoveel als redelijkerwijs mogelijk op passieve middelen;
- 4° garandeert dat de maatregelen om het hoofd te bieden aan ontwerpbasisongevallen doeltreffend blijven tijdens en na de voorvallen, afhankelijk van de bedrijfstoestanden;
- 5° laat de bescherming tegen andere ontwerpbasisvoorvallen niet verzwakken. Eventuele uitzonderingen hierop worden gerechtvaardigd;

6° houdt rekening met de voorspelbaarheid en de ontwikkeling van het voorval in de tijd;

9° voorziet de procedures en middelen om de toestand van de onderzoeksreactor te controleren tijdens en na de voorvallen;

8° houdt rekening met het feit dat:

- a. verschillende redundante of gediversifieerde groepen van een veiligheidssysteem,
- b. verschillende structuren, systemen en componenten,
- c. diverse installaties van de site alsook de infrastructuur van de site;
- d. de omliggende infrastructuur, de externe bevoorradingen en andere tegenmaatregelen

door de voorvallen kunnen worden getroffen;

9° garandeert de beschikbaarheid van voldoende middelen, inzonderheid wanneer er op dezelfde site meerdere installaties aanwezig zijn die uitrustingen of diensten delen.

De structuren, systemen en componenten die deel uitmaken van het beschermingsconcept worden belangrijk geacht voor de veiligheid.

Het beschermingsconcept wordt aangevuld met toezichts- en alarmprocessen. Waar nodig worden interventiedrempels of waarden vastgesteld opdat de beschermingsmaatregelen tijdig worden uitgevoerd.

Bovendien worden er drempels vastgelegd met het oog op inspecties en andere vooraf bepaalde acties na de voorvallen.

Indien het aardbevingsniveau van de ontwerpbasis naar boven toe werd herzien en het redelijkerwijs niet mogelijk is om door de toepassing van de ontwerpbasisregels een seismisch ontwerp te waarborgen, worden methodes op basis van deskundigenoordelen en alternatieve evaluaties gebruikt om de werkelijke aardbevingsweerstand van de structuren, systemen en componenten van de onderzoeksreactor te beoordelen, rekening houdend met hun huidige toestand, en om de nodige verbeteringen te bepalen.

46.5 – Ontwerpuitbreidingsvoorvallen

Voorvallen die ernstiger zijn dan de ontwerpbasisvoorvallen moeten worden geïdentificeerd in het kader van de analyse van de ontwerpuitbreiding.

Wanneer een in de ontwerpbasis opgenomen natuurfenomeen met een hoge mate van vertrouwen uiterst onwaarschijnlijk is, dan moet er geen ontwerpuitbreidingsvoorval voor dit fenomeen in aanmerking worden genomen.

De selectie van voorvallen voor de analyse van de ontwerpuitbreiding is indien mogelijk op een overschrijdingsfrequentie van de ernst van het verschijnsel gebaseerd of op andere parameters betreffende het verschijnsel.

L'analyse des événements d'extension de la conception, autant que possible:

1° démontre qu'il existe des marges suffisantes vis à vis des « effets falaise » qui se traduiraient par la perte d'une fonction de sûreté fondamentale ;

2° identifie et évalue les moyens les plus robustes pour assurer les fonctions de sûreté fondamentales ;

3° tient compte du fait que :

a. plusieurs trains, redondants ou diversifiés, d'un système de sûreté,

b. plusieurs structures, systèmes et composants,

c. diverses installations du site ainsi que l'infrastructure du site,

d. l'infrastructure environnante, les approvisionnements de l'extérieur et d'autres contre-mesures

pourraient être affectés par les événements ;

4° démontre que des ressources suffisantes restent disponibles sur les sites avec plusieurs installations qui envisagent l'utilisation d'équipements ou de services communs ;

5° inclut des vérifications sur le terrain.

Art. 47 – Classement des structures, systèmes et composants

Des interfaces doivent être prévues entre les structures, systèmes et composants des différentes classes afin que toute défaillance de structures, de systèmes et de composants appartenant à une classe inférieure ne se propage pas à un système rangé dans une classe supérieure.

Art. 48 – Revue de la conception

La conception est revue de façon régulière et quand cela s'avère nécessaire suite à un retour d'expérience ou suite à toute nouvelle information significative pour la sûreté nucléaire. Les révisions périodiques de sûreté sont complémentaires à cette activité. Des méthodes déterministes, complétées, le cas échéant, par des méthodes probabilistes ainsi que par des jugements d'experts, sont utilisées pour identifier les besoins et les opportunités d'amélioration de la sûreté nucléaire.

Les besoins identifiés mènent à la mise en œuvre des améliorations. Les opportunités identifiées mènent à la mise en œuvre des améliorations là où cela est raisonnablement faisable.

Art. 49 – Dispositifs expérimentaux et activités expérimentales

49.1 – Objectif

Les dispositifs expérimentaux doivent être conçus de manière à ne pas nuire à la sûreté du réacteur dans tous ses états de fonctionnement et en conditions accidentelles.

Ni l'assemblage, l'insertion ou le retrait du cœur, ni l'utilisation, la maintenance ou la défaillance d'un dispositif expérimental ne peuvent compromettre:

(a) la maîtrise de la réactivité ;

(b) le fonctionnement du système de protection du réacteur ;

(c) la capacité de refroidissement du combustible présent dans le cœur ;

(d) le fonctionnement des moyens de confinement

ou entraîner des conséquences radiologiques inacceptables.

Le cas échéant, des critères de protection de l'intégrité des boucles expérimentales fonctionnant à haute pression ou à haute température, ainsi que pour les sources de neutrons, doivent être spécifiés.

Pour chaque dispositif expérimental, une base de conception spécifique au dispositif est établie et une analyse de sûreté est effectuée, qui prend au moins en compte:

(a) l'inventaire en substances radioactives du dispositif expérimental ;

(b) le potentiel de production ou de libération d'énergie ;

(c) les dégâts causés par les événements initiateurs postulés ;

(d) les interactions de celui-ci avec le réacteur et les autres dispositifs expérimentaux.

Pour chaque dispositif expérimental, la gestion des déchets issus des activités expérimentales et de son démantèlement doit être prévue à la conception.

49.2 – Sûreté des activités expérimentales et éducatives

Des procédures doivent être prévues pour la conception, la fabrication, l'installation, la mise en service et l'exploitation des dispositifs expérimentaux ayant un impact sur la sûreté.

De analyse van de ontwerpuitbreidingsvoorvallen, zoveel mogelijk:

1° toont aan dat er voldoende marge is t.o.v. de "klifeffecten" die zouden kunnen leiden tot het verlies van een fundamentele veiligheidsfunctie;

2° identificeert en beoordeelt de meest robuuste middelen om de fundamentele veiligheidsfuncties te waarborgen;

3° houdt rekening met het feit dat:

a. verschillende redundante of gediversifieerde groepen van een veiligheidssysteem,

b. verschillende structuren, systemen en componenten,

c. diverse installaties van de site alsook de infrastructuur van de site

d. de omliggende infrastructuur, de externe bevoorradingen en andere tegenmaatregelen door de voorvallen

kunnen worden getroffen.

4° toont aan dat er voldoende middelen beschikbaar blijven op de sites met meerdere installaties die voorzien om uitrustingen of diensten te delen;

5° omvat controles op het terrein in zoverre mate dat dit mogelijk is.

Art. 47 – Klassering van de structuren, systemen en componenten

Tussen de structuren, systemen en componenten van de verschillende klassen moeten interfaces worden voorzien om te voorkomen dat een falen van een structuur, systeem of component van een lagere klasse overgedragen wordt op een systeem van een hogere klasse.

Art. 48 – Herziening van het ontwerp

Het ontwerp wordt regelmatig en telkens wanneer dit nodig is als gevolg van ervaringsfeedback of van significante nieuwe informatie met betrekking tot de nucleaire veiligheid, herzien. De periodieke veiligheidsherzieningen zijn aanvullend aan deze activiteit. Er worden deterministische methoden gebruikt, in voorkomend geval aangevuld door probabilistische methoden en deskundigenoordelen, om de behoeften aan en de opportuniteiten voor de verbetering van de nucleaire veiligheid te identificeren.

De geïdentificeerde behoeften leiden tot de uitvoering van verbeteringen. De geïdentificeerde opportuniteiten leiden tot de uitvoering van verbeteringen daar waar ze redelijkerwijze haalbaar zijn.

Art. 49 – Experimentele opstellingen en experimentele activiteiten

49.1 – Doel

De experimentele opstellingen moeten zodanig worden ontworpen dat de veiligheid van de reactor in al zijn bedrijfsituaties en in ongevalsomstandigheden niet in het gedrang wordt gebracht.

Noch het samenbouwen, het inbrengen in of verwijderen uit de kern, noch het onderhoud of de faling van een experimentele opstelling mogen:

(a) de beheersing van de reactiviteit;

(b) de werking van het beschermingssysteem van de reactor;

(c) de koelcapaciteit van de in de kern aanwezige brandstof;

(d) de werking van de insluitingsmiddelen

in het gedrang brengen of onaanvaardbare radiologische gevolgen teweegbrengen.

In voorkomend geval moeten criteria worden gespecificeerd ter bescherming van de integriteit van de experimentele kringen die werken bij hoge druk of hoge temperatuur alsook voor de neutronenbronnen.

Voor elke experimentele opstelling wordt een specifieke ontwerpbasis opgesteld en een veiligheidsanalyse uitgevoerd waarin minstens rekening wordt gehouden met:

(a) de inventaris van radioactieve stoffen van de experimentele opstelling;

(b) de potentiële productie of vrijgave van energie;

(c) de schade veroorzaakt door de vooronderstelde initiatorgebeurtenissen;

(d) de interacties daarvan met de reactor en de andere experimentele opstellingen.

Voor elke experimentele opstelling moet in de ontwerpfasen rekening worden gehouden met het beheer van afval afkomstig van de experimentele activiteiten en van de ontmanteling.

49.2 – Veiligheid van de experimentele en educatieve activiteiten

Er moeten procedures worden uitgewerkt voor het ontwerp, de vervaardiging, de installatie, de inbedrijfstelling en de uitbating van de experimentele opstellingen die een impact hebben op de veiligheid.

Des procédures doivent être prévues pour la conception, le développement et la réalisation des activités expérimentales ayant un impact sur la sûreté.

Lorsque c'est nécessaire pour la sûreté du réacteur et de l'activité expérimentale, des moyens de surveillance appropriés des paramètres des activités expérimentales sont prévus dans la salle de commande du réacteur.

L'exploitant doit développer des procédures dans son système de gestion pour l'examen et l'approbation:

- (a) des propositions d'activités expérimentales ;
- (b) du contrôle de leur impact sur le fonctionnement du réacteur, en particulier les modifications de réactivité et de niveaux de radiation ;
- (c) du programme de mise en œuvre ;
- (d) de désinstallation et de maintenance des dispositifs expérimentaux.

L'exploitant doit établir, le cas échéant, des procédures pour encadrer la conduite du réacteur par des étudiants et leur supervision par un opérateur habilité.

L'exploitant s'assure que les étudiants et expérimentateurs dont les actions peuvent avoir un impact sur la sûreté nucléaire, mettent en pratique les dispositions des deux premiers alinéas de l'article 5.7.

49.3 – Compétence et qualification du personnel

Les activités liées aux dispositifs expérimentaux, ayant un impact potentiel sur la sûreté sont autorisées et supervisées par du personnel de l'exploitant possédant les compétences et qualifications requises.

49.4 – Maintenance, inspection en service et essais fonctionnels

Un système de contrôle est prévu afin de s'assurer qu'après la maintenance ou inspection d'un dispositif expérimental, il n'est remis en service qu'après une vérification documentée de sa qualité, de sa configuration et, le cas échéant, de la réalisation des essais nécessaires.

49.5 – Analyse de risque incendie d'origine interne

L'analyse de risque incendie prend en compte les risques d'incendie liés aux activités expérimentales.

Section III. - Exploitation

Art. 50 – Limites et conditions d'exploitation

Les limites et conditions d'exploitation doivent contenir des prescriptions pour les divers états opérationnels du réacteur, incluant le démarrage et la montée en puissance, l'arrêt, et rechargements en combustible.

Les limites et conditions d'exploitation doivent être aisément accessibles au personnel de la salle de commande. Elles doivent être aisément compréhensibles et leur forme doit être adaptée à l'usage des opérateurs.

Les opérateurs de la salle de commande doivent posséder une connaissance approfondie des limites et conditions d'exploitation et de leur base technique.

Le personnel d'encadrement concerné doit connaître l'esprit et le contenu des limites et conditions d'exploitation, afin que les décisions d'exploitation soient prises par des personnes comprenant l'importance des limites et conditions d'exploitation pour la sûreté nucléaire.

Le personnel requis pour prendre en charge les différents états opérationnels doit être spécifié dans les limites et conditions d'exploitation et sera suffisant pour mettre en application les procédures d'urgence nécessaires éventuelles. Le personnel minimum requis en salle de commande doit notamment être précisé, ainsi que les qualifications nécessaires pour exercer ses fonctions.

Art. 51 – Gestion du vieillissement

Le programme de gestion du vieillissement tient compte des conditions de service, des cycles de charge, des processus de maintenance, de la durée en service, de la stratégie de tests et de remplacements auxquels ont été soumis les systèmes, structures et composants sélectionnés.

Pour les systèmes, structures et composants susceptibles de vieillir qui ne font pas l'objet d'un programme de remplacement systématique, l'exploitant établit et documente un processus décisionnel associé à des critères limites. Au-delà de ces critères, le système ou composant sera remplacé ou réparé.

Le programme de gestion du vieillissement comporte l'identification et le suivi des problèmes d'obsolescence ainsi que l'analyse des conséquences de ces problèmes.

Les mesures préventives et correctives nécessaires liées au vieillissement sont déterminées et mises en œuvre.

Er moeten procedures worden uitgewerkt voor het ontwerp, de ontwikkeling en de uitvoering van experimentele activiteiten die een impact hebben op de veiligheid.

Voor zover dat noodzakelijk is met het oog op de veiligheid van de reactor en de experimentele activiteit, moeten er in de controlezaal van de reactor geschikte middelen aanwezig zijn om de parameters van de experimentele activiteiten te bewaken.

De exploitant moet in zijn managementsysteem procedures opnemen voor het onderzoeken en goedkeuren van:

- (a) voorstellen van experimentele activiteiten;
- (b) de controle van de impact ervan op de werking van de reactor, in het bijzonder wijzigingen van reactiviteit en stralingsniveaus;
- (c) het inbedrijfstellingsprogramma;
- (d) het demonteren en onderhouden van de experimentele opstellingen.

De exploitant moet in voorkomend geval procedures uitwerken om toezicht te houden op de besturing van de reactor door studenten en het toezicht op hen door een gemachtigde operator.

De exploitant vergewist zich ervan dat de studenten en onderzoekers wier activiteiten een impact kunnen hebben op de nucleaire veiligheid, de bepalingen van de eerste twee leden van artikel 5.7 uitvoeren.

49.3 – Competentie en kwalificatie van personeel

De aan de experimentele opstellingen gerelateerde activiteiten met een mogelijke impact op de veiligheid worden vergund en onder toezicht gehouden door personeelsleden van de exploitant die de vereiste deskundigheid en kwalificaties hebben.

49.4 – Onderhoud, inspectie tijdens de werking en functionele testen

Er moet een controlesysteem bestaan om te waarborgen dat een experimentele opstelling na onderhoud of inspectie niet terug in dienst wordt genomen voordat de verificatie van de kwaliteit en de configuratie ervan met bewijsstukken werd gestaafd en in voorkomend geval de noodzakelijke tests werden uitgevoerd.

49.5 – Interne brandrisicoanalyse

Bij de analyse van het brandrisico wordt rekening gehouden met de aan de experimentele activiteiten gerelateerde brandrisico's.

Afdeling III. - Uitbating

Art. 50 – Uitbatinglimieten en -voorwaarden

De uitbatinglimieten en -voorwaarden moeten voorschriften bevatten voor de verschillende bedrijfstoestanden van de reactor, inclusief het opstarten en het opvoeren van het vermogen, de stopzetting en de brandstofherladingen.

De uitbatinglimieten en -voorwaarden moeten makkelijk toegankelijk zijn voor het personeel van de controlezaal. Ze moeten makkelijk te begrijpen zijn en hun vorm moet aangepast zijn aan het gebruik door de operatoren.

De operatoren van de controlezaal moeten een grondige kennis hebben van de uitbatinglimieten en -voorwaarden en hun technische basis.

De betrokken leidinggevenden moeten de geest en de inhoud van de uitbatinglimieten en -voorwaarden kennen zodat uitbatingbeslissingen worden genomen door mensen die het belang van de uitbatinglimieten en -voorwaarden voor de nucleaire veiligheid begrijpen.

Het personeel dat vereist is voor de behandeling van de verschillende bedrijfstoestanden moet worden gespecificeerd in de uitbatinglimieten en -voorwaarden en toereikend zijn om de eventueel noodzakelijke noodprocedures toe te passen. Met name moet het minimaal vereiste personeel in de controlezaal worden aangegeven, evenals de nodige kwalificaties om zijn functies uit te oefenen.

Art. 51 – Beheer van de veroudering

In het verouderingsbeheerprogramma wordt rekening gehouden met de gebruiksomstandigheden, de belastingcycli, de onderhoudsprocessen, de tijd in bedrijf en de test- en vervangstrategie waaraan de geselecteerde structuren, systemen en componenten onderworpen worden.

Voor de systemen, structuren en componenten die kunnen verouderen en niet het voorwerp van een systematisch vervangingsprogramma uitmaken, ontwikkelt de exploitant een gedocumenteerd beslissingsproces m.b.t. de grenscriteria. Bij overschrijding van deze criteria zal het systeem of de component worden vervangen of hersteld.

Het verouderingsbeheerprogramma omvat de identificatie en de opvolging van problemen m.b.t. de economische veroudering, alsook de analyse van de gevolgen van deze problemen.

De nodige preventieve en corrigerende maatregelen met betrekking tot de veroudering worden bepaald en uitgevoerd.

Art. 52 – Maintenance, inspection en service et essais fonctionnels

Le circuit primaire doit être soumis à une surveillance des fuites, comprenant si c'est possible des essais d'étanchéité, effectués à une fréquence appropriée, et au moins après tout arrêt au cours duquel l'étanchéité du circuit primaire aurait pu être compromise.

Les mesures de surveillance nécessaires pour vérifier l'intégrité et l'efficacité de la fonction de confinement du bâtiment réacteur sont mise en œuvre. Elles comprennent, le cas échéant :

- des essais d'étanchéité ;
- des tests des pénétrations et des dispositifs d'isolation ;
- des inspections et essais du système de ventilation et des filtres à haute efficacité ;
- des inspections de l'intégrité structurelle ;
- une surveillance des conditions ambiantes à l'intérieur du bâtiment réacteur telles que la température, la pression et autres caractéristiques de l'atmosphère.

Art. 53 – Procédures de conduite accidentelle et guides de gestion d'accidents graves

53.1 – Objectifs et portée

L'exploitant dispose d'un ensemble complet de procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, de guides de gestion d'accidents graves pour faire face aux conditions accidentelles survenant dans tous les états opérationnels.

Ces procédures et guides permettent de gérer des accidents affectant simultanément le réacteur, les dispositifs expérimentaux et le combustible présent dans l'entreposage du combustible usé, en prenant en compte leurs possibles interactions.

La mise en œuvre des procédures et guides reste possible dans le cas où toutes les installations du site se trouvent en conditions accidentelles, compte tenu des dépendances entre les systèmes et les ressources communes.

53.1.1 – Accidents de la base de conception

Des procédures de conduite accidentelle sont appliquées pour les accidents de base de conception.

Ces procédures ont pour but de ramener le réacteur dans un état sûr.

Ces procédures consistent en des procédures par état ou en une combinaison de procédures par état et de procédures événementielles.

53.1.2 – Accidents d'extension de la conception

En conditions DEC-A des procédures de conduite accidentelle, en combinaison d'autres procédures, visent à rétablir ou compenser les fonctions de sûreté perdues, et à prévenir l'endommagement conséquent du combustible dans le cœur ou dans l'entreposage du combustible usé.

Ces procédures consistent en des procédures par état sauf si une approche événementielle peut être justifiée.

Si un endommagement conséquent du combustible n'a pu être évité, des guides de gestion d'accidents graves, en combinaison d'autres procédures, sont utilisés pour en limiter les conséquences.

53.2 – Format et contenu

Les procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, les guides de gestion d'accidents graves sont développés d'une manière systématique sur base d'une analyse réaliste et spécifique au réacteur des accidents possibles. Les résultats d'analyses de sûreté déterministes et, le cas échéant, probabilistes sont exploités dans ce cadre. Les procédures de conduite accidentelle sont cohérentes avec les autres procédures d'exploitation, en particulier avec les procédures de réponse aux alarmes (fiches d'alarme) et avec les guides de gestion d'accidents graves, le cas échéant.

Les procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, les guides de gestion d'accidents graves respectent une philosophie préétablie ; le choix des stratégies et mesures à exécuter prennent en compte la spécificité du réacteur.

Les procédures de conduite accidentelle doivent permettre à l'opérateur d'identifier rapidement les conditions accidentelles auxquelles elles se rapportent. Les conditions d'entrée et de sortie dans les procédures de conduite accidentelle sont définies de manière à pouvoir choisir rapidement la procédure de conduite accidentelle appropriée et

Art. 52 – Onderhoud, inspectie tijdens de werking en functionele testen

De primaire kring moet worden onderworpen aan een monitoring van de lekkage, indien mogelijk gepaard gaande met dichtheidsproeven die worden uitgevoerd met een geschikte regelmaat en op zijn minst na elke stilstand waarbij de dichtheid van de primaire kring in het gedrang had kunnen komen.

De nodige controles moeten worden uitgevoerd om de integriteit en de doeltreffende werking van de insluitingsfunctie van het reactorgebouw na te gaan. Deze controles omvatten in voorkomend geval:

- dichtheidsproeven;
- tests op de doorvoeringen en de isolatieorganen;
- inspecties en tests van het ventilatiesysteem en de hoogrendementsfilters;
- onderzoek naar de structurele integriteit;
- toezicht op omgevingsomstandigheden binnen het reactorgebouw, zoals temperatuur, druk en andere karakteristieken van de atmosfeer.

Art. 53 – Procedures die na een ongeval moeten worden gevolgd en leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen

53.1 – Doelstellingen en reikwijdte

De exploitant beschikt over een volledige reeks procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en in voorkomend geval over leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen om het hoofd te kunnen bieden aan ongevalsomstandigheden die zich in alle bedrijfs toestanden kunnen voordoen.

Deze procedures en leidraden maken het mogelijk om ongevallen te beheren waarbij de reactor, de experimentele opstellingen en de brandstof in de opslag van gebruikte brandstof gelijktijdig worden getroffen, rekening houdend met hun mogelijke interacties.

De toepassing van de procedures en leidraden blijft mogelijk in die gevallen waarin alle installaties op de site zich in ongevalsomstandigheden bevinden, rekening houdend met de afhankelijkheden tussen de systemen en de gemeenschappelijke hulpmiddelen.

53.1.1 – Ontwerpbasisongevallen

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd, worden toegepast bij ontwerpbasisongevallen.

Deze procedures hebben tot doel de reactor terug in een veilige toestand te brengen.

Deze procedures bestaan uit toestandsafhankelijke procedures of een combinatie van toestandsafhankelijke en gebeurtenisafhankelijke procedures.

53.1.2 – Ontwerpuitbreidingsongevallen

Procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd, in combinatie met andere procedures, moeten toestaan om bij DEC-A-omstandigheden de verloren veiligheidsfuncties te herstellen of te compenseren, en om een aanzienlijke schade aan de brandstof in de kern of in het de opslag van gebruikte brandstof te voorkomen.

Deze procedures bestaan uit toestandsafhankelijke procedures, tenzij een gebeurtenisafhankelijke aanpak kan worden verantwoord.

Wanneer aanzienlijke schade aan de brandstof niet kan worden voorkomen, worden er leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen, in combinatie met andere procedures, gebruikt om de gevolgen ervan te beperken.

53.2 – Format en inhoud

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen worden stelselmatig ontwikkeld op basis van een realistische en specifieke analyse van mogelijke ongevallen in de reactor. De resultaten van de deterministische en, in voorkomend geval, probabilistische veiligheidsanalyses worden in dit kader gebruikt. De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd zijn coherent met de andere uitbatingprocedures, in het bijzonder met de procedures voor reactie op een alarm (alarmfiche) en, in voorkomend geval, met de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen.

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen respecteren een vooraf bepaalde filosofie; bij de keuze van de strategieën en de uit te voeren maatregelen wordt rekening gehouden met de specificiteit van de reactor.

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd, moeten de operator in staat stellen de ongevalsomstandigheden waarop ze betrekking hebben snel te kunnen identificeren. De toegangs- en uitgangsvoorwaarden in de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd, worden zodanig bepaald dat de gepaste procedure bij

à pouvoir naviguer entre les procédures. Le cas échéant, la transition des procédures de conduite accidentelle vers les guides de gestion des accidents graves doit pouvoir être clairement identifiée, en couvrant tous les états du réacteur.

Les procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, les guides de gestion des accidents graves sont facilement reconnaissables des autres procédures d'exploitation.

Les procédures de conduite accidentelle qui s'appliquent pour les accidents de base de conception recourent à des équipements et à une instrumentation adéquatement qualifiée. Les procédures de conduite accidentelle qui s'appliquent en condition d'extension de la conception et guides de gestion d'accidents graves recourent principalement à des équipements adéquatement qualifiés.

Les procédures et guides prennent en compte les conditions, y compris radiologiques, causées par les conditions accidentelles qu'ils adressent, pouvant régner sur le site.

53.3 – Vérification et validation

Sauf dérogation justifiée, toutes les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accidents graves doivent être vérifiés, et validés dans la forme sous laquelle ils seront utilisés afin d'assurer leur adéquation technique et leur compatibilité avec les circonstances d'utilisation. La vérification est l'évaluation qui confirme l'exactitude d'une procédure ou d'un guide écrit et qui garantit que les facteurs techniques et humains ont été correctement pris en considération. La validation est l'évaluation qui confirme que les actions décrites dans les procédures et guides peuvent être exécutées par un personnel formé. L'approche utilisée pour vérifier et valider les procédures et les guides doit être documentée.

La validation des procédures de conduite accidentelle s'effectue en modélisant des situations d'accidents représentatifs.

Le cas échéant, la validation des guides de gestion d'accidents graves s'effectue en modélisant des scénarios représentatifs d'accidents graves et en modélisant les actions définies dans les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves.

53.4 – Mise à jour et révision des procédures et des guides

Les procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, les guides de gestion des accidents graves sont actualisés périodiquement de telle manière qu'ils restent adaptés à leur usage. En particulier, il convient de vérifier l'impact éventuel sur les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves, des:

- modifications du réacteur;
- modifications organisationnelles;
- résultats des analyses probabilistes de sûreté (le cas échéant);
- nouvelles connaissances ou expériences en rapport avec les (la gestion des) accidents (graves) ;
- révisions des bases génériques.

Le cas échéant, une mise à jour en dehors des mises à jour périodiques peut être requise.

53.5 – Responsabilités et formation

Le rôle et la responsabilité de chaque personne impliquée dans la mise en œuvre d'une procédure de conduite accidentelle ou, le cas échéant, d'un guide de gestion d'accident grave doivent être définis clairement et de manière univoque. La coordination nécessaire doit être assurée.

Le personnel concerné par les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion d'accidents graves bénéficie de la formation initiale et des recyclages nécessaires couvrant notamment les aspects suivants :

- rôles et responsabilités ;
- déroulement des accidents de base de conception, accidents d'extension de la conception et phénomènes y afférents ;
- concept et structure des procédures et le cas échéant guides de gestion des accidents graves;

een ongeval snel kan worden gekozen, zodat er overgegaan kan worden naar andere procedures. In voorkomend geval, moet de overgang van de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd naar de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen duidelijk kunnen worden geïdentificeerd, waardoor alle toestanden van de reactor gedekt worden.

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen zijn makkelijk te onderscheiden van de andere uitbatingprocedures.

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd die van toepassing zijn op ontwerpbasisongevallen maken gebruik van adequaat gekwalificeerde uitrustingen en instrumentatie. De na een ongeval te volgen procedures die van toepassing zijn op ontwerpuitbreidingsomstandigheden en de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen maken voornamelijk gebruik van adequaat gekwalificeerde uitrustingen.

De procedures en leidraden houden rekening met de omstandigheden die zich op de site kunnen voordoen, inclusief de radiologische aspecten die worden veroorzaakt door de ongevalsomstandigheden waarop ze betrekking hebben.

53.3 – Verificatie en validatie

Behalve bij een gerechtvaardigde afwijking, moeten alle te volgen procedures bij ongevallen en alle leidraden voor ernstige ongevallen geverifieerd en gevalideerd worden in de vorm waarin ze gebruikt zullen worden om hun technische geschiktheid en hun compatibiliteit met de gebruiksomstandigheden te garanderen. De verificatie is de evaluatie waardoor de juistheid van een procedure of van een geschreven leidraad wordt bevestigd en die garandeert dat de technische en menselijke factoren correct in aanmerking werden genomen. De validatie is de evaluatie die bevestigt dat de in de procedures en leidraden beschreven acties door opgeleid personeel kunnen worden uitgevoerd. De aanpak die gebruikt wordt om de procedures en de leidraden te verifiëren en te valideren, moet worden gedocumenteerd.

De validatie van de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd gebeurt door de modellering van representatieve ongevalsituaties.

In voorkomend geval, gebeurt de validatie van de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen door de modellering van representatieve scenario's van ernstige ongevallen en door de modellering van acties die bepaald worden in de bij ongevallen te volgen procedures en in de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen.

53.4 – Bijwerking en herziening van de procedures en de leidraden

De procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen, worden periodiek geactualiseerd zodat ze aan hun gebruik aangepast blijven. In het bijzonder is het aangewezen om de eventuele impact op de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen na te gaan in de volgende gevallen:

- een wijziging van de reactor;
- een wijziging in de organisatie;
- resultaten van de probabilistische veiligheidsanalyses (in voorkomend geval);
- nieuwe kennis of ervaring in verband met (het beheer van) (ernstige) ongevallen;
- herziening van de generieke grondslagen.

Desgevallend kan een bijwerking vereist zijn buiten de periodieke bijwerkingen.

53.5 – Verantwoordelijkheden en opleiding

De rol en de verantwoordelijkheid van elke persoon die betrokken is bij de toepassing van een procedure die bij ongevallen moeten worden gevolgd of, in voorkomend geval, bij een leidraad voor het beheer van ernstige ongevallen moeten duidelijk en eenduidig worden gedefinieerd. De vereiste coördinatie moet gegarandeerd worden.

Het personeel dat betrokken is bij de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en bij de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen moet een initiële vorming krijgen, gevolgd door bijscholing die onder meer op de volgende aspecten betrekking hebben:

- rol en verantwoordelijkheden;
- verloop van de ontwerpbasisongevallen, ontwerpuitbreidingsongevallen en ernstige ongevallen en fenomenen die er betrekking op hebben;
- concept en structuur van de procedures en leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen;

- actions et mesures définies dans les procédures de conduite accidentelle et le cas échéant les guides de gestion des accidents graves ;

- apprentissage et mise en application des procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, les guides de gestion des accidents graves, y compris la transition entre les procédures de conduite accidentelle et les guides de gestion des accidents graves, si d'application ;

- interactions entre les intervenants.

Le personnel de la salle de commande doit être régulièrement formé et entraîné à l'utilisation des procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, des guides de gestion d'accidents graves.

Les interventions qui sont décrites dans les guides de gestion d'accidents graves, et dont le but est de rétablir les fonctions de sûreté, font l'objet d'exercices réguliers planifiés. Ces exercices prennent en compte des circonstances potentiellement défavorables.

53.6 – Moyens

L'exploitant doit veiller à la disponibilité du matériel et des moyens nécessaires pour exécuter les actions décrites dans les procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, les guides de gestion d'accident graves.

Section IV. - Vérification de la sûreté nucléaire

Art. 54 – Contenu du rapport de sûreté

Le rapport de sûreté traite, d'une manière non limitative, les matières suivantes :

a) Introduction et contexte.

b) Description générale du site, du réacteur, du fonctionnement normal de l'installation et de sa sûreté.

c) Organisation de l'exploitation et gestion de la sûreté nucléaire.

d) Évaluation du site: aspects de sûreté et événements d'origine externe.

e) Aspects généraux de conception et objectifs fondamentaux de sûreté.

f) Description détaillée des fonctions de sûreté et des structures, systèmes et composants importants pour la sûreté nucléaire avec leurs bases de conception et leur fonctionnement dans tous les états du réacteur (en puissance, à l'arrêt, en conditions accidentelles) ; codes et normes applicables.

g) Démonstration de la sûreté :

i. analyses déterministes démontrant le respect des critères de sûreté et des limites radiologiques, y compris une description des marges, et

ii. analyses probabilistes, si d'application ;

h) Mise en service des nouvelles installations.

i) Aspects opérationnels, y compris la description des aspects opérationnels des procédures de conduite accidentelle et, le cas échéant, des guides de gestion des accidents graves, des essais et inspections, de la qualification et de la formation du personnel, du retour d'expérience national et international, de la gestion du vieillissement.

j) Limites et conditions d'exploitation avec leurs justifications techniques.

k) Radioprotection.

l) Préparation aux situations d'urgence : actions au niveau du site et liaison/coordination avec des organisations externes.

m) Aspects environnementaux, y compris les limites de rejets d'effluents radioactifs.

n) Gestion des déchets radioactifs.

o) Aspects de la conception et de l'exploitation en vue du démantèlement et de la fin d'exploitation.

Les descriptions, analyses et mesures décrites dans le rapport de sûreté doivent prendre en compte le site dans son ensemble, pour tenir compte des risques:

- qui peuvent menacer toutes les installations en un court laps de temps ;

- qui peuvent résulter d'interactions adverses entre les installations présentes sur le site.

- acties en maatregelen die bepaald zijn in de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen;

- training en praktische oefeningen met betrekking tot de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen, met inbegrip van de overgang tussen de te volgen procedures bij ongevallen en de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen, indien van toepassing;

- interacties tussen de betrokkenen.

Het personeel van de controlezaal moet regelmatig worden gevormd en opgeleid in het gebruik van de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, van de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen.

De interventies die beschreven worden in de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen die bedoeld zijn om de veiligheidsfuncties te herstellen, maken het voorwerp uit van geplande regelmatige oefeningen. Bij deze oefeningen wordt rekening gehouden met mogelijke ongunstige omstandigheden.

53.6 – Middelen

De exploitant moet waken over de beschikbaarheid van het materieel en de middelen die vereist zijn om de acties beschreven in de procedures die bij ongevallen moeten worden gevolgd en, in voorkomend geval, de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen uit te voeren.

Afdeling IV. - Verificatie van de nucleaire veiligheid

Art. 54 – Inhoud van het veiligheidsrapport

Het veiligheidsrapport behandelt op een niet beperkende manier de volgende onderwerpen:

a) Inleiding en context.

b) Algemene beschrijving van de site, van de reactor, van het normaal bedrijf van de installatie en haar veiligheid.

c) Organisatie van de exploitatie en beheer van de nucleaire veiligheid.

d) Evaluatie van de site: veiligheidsaspecten en voorvallen van externe oorsprong.

e) Algemene ontwerpaspecten en fundamentele veiligheidsdoelstellingen.

f) Gedetailleerde beschrijving van de veiligheidsfuncties en van de structuren, systemen en componenten die belangrijk zijn voor de nucleaire veiligheid, en hun ontwerpbases en hun werking in alle toestanden van de reactor (vermogenswerking, stilstand, ongevalsomstandigheden); van toepassing zijnde codes en normen.

g) Veiligheidsdemonstratie:

i. deterministische analyses die aantonen dat de veiligheidscriteria en de limieten voor de radiologische gevolgen worden nageleefd, inclusief een beschrijving van de marges, en

ii. probabilistische analyses, indien van toepassing;

h) Inbedrijfstelling van de nieuwe installaties.

i) Operationele aspecten, met inbegrip van beschrijving van de operationele aspecten van de procedures die bij ongeval moeten gevolgd worden en, in voorkomend geval, van de leidraden voor het beheer van ernstige ongevallen, van de testen en inspecties, van de kwalificatie en van de opleiding van het personeel, van de nationale en internationale ervaringsfeedback, het beheer van de veroudering.

j) Uitbatinglimieten en -voorwaarden met hun technische rechtvaardiging.

k) Stralingsbescherming.

l) Voorbereiding op noodsituaties: acties op de site en verbinding/coördinatie met externe organisaties.

m) Milieuaspecten, met inbegrip van de limieten voor radioactieve lozingen.

n) Beheer van radioactief afval.

o) Ontwerp- en uitbatingaspecten met het oog op de ontmanteling en het einde van de uitbating.

De in het veiligheidsrapport opgenomen beschrijvingen, analyses en maatregelen moeten betrekking hebben op de site als geheel, zodat rekening wordt gehouden met de risico's:

- die alle installaties in een korte tijdspanne kunnen bedreigen;

- die kunnen voortvloeien uit nadelige interacties tussen de op de site aanwezige installaties.

Art. 55 – Études probabilistes de sûreté

Une étude probabiliste de sûreté doit être établie pour les réacteurs nucléaires de recherche, dont la puissance thermique dépasse 5 MW.

L'étude probabiliste de sûreté est utilisée comme un outil complémentaire à la méthode déterministe, pour déterminer les facteurs significatifs qui contribuent aux risques radiologiques causés par le réacteur de recherche et pour évaluer dans quelle mesure la conception est équilibrée.

Art. 56 – Révisions périodiques de sûreté

L'utilisation du réacteur sont examinées comme thème supplémentaire à ceux de l'article 14.2.

Section V. - Préparation à l'urgence

Art. 57 – Plan Interne d'urgence

57.1 – Préparation et plan interne d'urgence

Le plan interne d'urgence :

- prend en compte les situations de longue durée ;
- décrit comment les ressources humaines et matérielles communes à plusieurs installations au niveau du site et si applicable de l'exploitant sont mises en œuvre ;
- est coordonné entre les différentes parties concernées.

57.2 – Organisation

Le plan d'urgence interne, y compris les arrangements établis avec l'extérieur, reste opérationnel au cas où des infrastructures du site ou dans le voisinage du site sont gravement endommagées.

Les dispositions sont prévues pour maintenir l'occupation des différents postes par du personnel qualifié pendant les situations d'urgence de longue durée.

57.3 – Infrastructures

Les infrastructures d'urgence restent opérationnelles lors de situations accidentelles.

Le centre de coordination pour la gestion de crise sur site est distinct de la salle de commande. Il prévoit les moyens de communication avec la salle de commande, le ou les postes de commande supplémentaires séparés le cas échéant, ainsi qu'avec d'autres points importants du site, et avec les organismes d'intervention sur site et à l'extérieur du site.

57.4 – Formation, entraînement et exercices

Des exercices du plan d'urgence interne comprennent l'utilisation et la connexion des équipements mobiles. Des exercices comprennent des situations affectant simultanément plusieurs installations.

Art. 58 – Protection contre les incendies d'origine interne

58.1 – Principes de base de conception

La capacité de mise à l'arrêt du réacteur, d'évacuation de la chaleur résiduelle, de confinement des matières radioactives et de surveillance de l'état du réacteur doit être maintenue pendant et après les incendies.

58.2 – Systèmes de protection anti-incendie

Toutes les zones du réacteur en relation avec la sûreté doivent être couvertes par un système de protection incendie. Le circuit de distribution des hydrants par les bornes d'incendie externes aux bâtiments, les colonnes d'alimentation internes ainsi que les lances d'incendies avec leurs connections et accessoires doivent permettre de couvrir adéquatement ces zones, à l'exception des zones protégées par des dispositifs sans eau. La couverture doit être justifiée par l'analyse de risque d'incendie. »

Art. 5. Les articles 42, 43, 44 et 45 du même arrêté sont renumérotés comme articles 59, 60, 61 et 62.

Art. 6. Le présent arrêté entre en vigueur un an après sa publication au *Moniteur belge*, à l'exception des articles 44, 45 et 46 conçus, insérés par l'article 4, qui entrent en vigueur le 1^{er} juillet 2026.

Art. 7. Le ministre qui a l'Intérieur dans ses attributions est chargé de l'exécution du présent arrêté.

Donné à Bruxelles, le 21 juillet 2023.

PHILIPPE

Par le Roi :

La Ministre l'Intérieur,
A. VERLINDEN

Art. 55 – Probabilistische veiligheidsstudies

Er moet een probabilistische veiligheidsstudie worden opgesteld voor de onderzoeksreactoren met een thermisch vermogen van meer dan 5 MW.

De probabilistische veiligheidsstudie wordt gebruikt als instrument ter aanvulling van de deterministische methode om de significante factoren te bepalen die bijdragen aan de door de onderzoeksreactor veroorzaakte radiologische risico's en om te beoordelen in hoeverre het ontwerp evenwichtig is.

Art. 56 – Periodieke veiligheidsherzieningen

De benutting van de reactor worden als aanvullend thema bij die van artikel 14.2 onderzocht.

Afdeling V. - Voorbereiding op een noodsituatie

Art. 57 – Intern noodplan

57.1 – Voorbereiding en intern noodplan

Het intern noodplan:

- houdt rekening met langdurige situaties;
- beschrijft hoe de door verschillende installaties gedeelde menselijke en materiële hulpmiddelen op de site en indien van toepassing bij de exploitant worden ingezet;
- wordt gecoördineerd tussen de verschillende betrokken partijen.

57.2 – Organisatie

Het intern noodplan, inclusief de met de buitenwereld getroffen regelingen, blijft operationeel in geval de infrastructuur van de site of in de omgeving van de site zwaar beschadigd raakt.

Er zijn regelingen voorzien om tijdens langdurige noodsituaties de verschillende posten door gekwalificeerd personeel te blijven bemanen.

57.3 – Infrastructuur

De noodinfrastructuur blijft operationeel tijdens ongevalssituaties.

Het coördinatiecentrum voor het crisisbeheer verschilt van de controlezaal. Het voorziet middelen voor de communicatie met de controlezaal, in voorkomend geval de gescheiden extra controlepost(en), evenals met andere belangrijke locaties op de site, en met de interventiediensten op en buiten de site.

57.4 – Opleiding, training en oefeningen

De oefeningen van het intern noodplan omvatten het gebruik en de aansluiting van mobiele uitrustingen. De oefeningen omvatten situaties waarin verschillende installaties tegelijkertijd worden getroffen.

Art. 58 – Beveiliging tegen brand van interne oorsprong

58.1 - Basisprincipes bij het ontwerp

De capaciteit om de reactor uit te schakelen, de restwarmte af te voeren, de radioactieve stoffen in te sluiten en de toestand van de reactor te bewaken moet worden behouden tijdens en na branden.

58.2 – Brandbeveiligingssystemen

Alle zones van de reactor die verband houden met de veiligheid moeten worden gedekt door een brandbeveiligingssysteem. Het verdeelcircuit van de brandkranen buiten de gebouwen, de interne voedingskolommen alsook de brandslangen met hun aansluitingen en toebehoren moeten toelaten om op gepaste wijze deze zones te dekken uitgezonderd de zones die worden beschermd door apparaten die geen gebruik maken van water. De dekking moet worden gerechtvaardigd door de analyse van het brandrisico."

Art. 5. De artikelen 42, 43, 44 en 45 van hetzelfde besluit worden vernummerd tot de artikelen 59, 60, 61 en 62.

Art. 6. Dit besluit treedt in werking één jaar na de bekendmaking ervan in het *Belgisch Staatsblad* met uitzondering van de ontworpen artikelen 44, 45 en 46, ingevoegd bij artikel 4, die in werking treden op 1 juli 2026.

Art. 7. De minister tot wiens bevoegdheid de Binnenlandse Zaken behoren, is belast met de uitvoering van dit besluit.

Gegeven te Brussel, 21 juli 2023.

FILIP

Van Koningswege :

De Minister van Binnenlandse Zaken,
A. VERLINDEN