



Conditions additionnelles de dimensionnement pour les centrales nucléaires

Document de travail DIS-14-01

Août 2014



Commission canadienne
de sûreté nucléaire

Canadian Nuclear
Safety Commission

Canada

Conditions additionnelles de dimensionnement pour les centrales nucléaires

Document de travail DIS-14-01

© Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) 2014

La reproduction d'extraits du présent document à des fins personnelles est autorisée à condition d'en citer la source en entier. Toutefois, sa reproduction en tout ou en partie à des fins commerciales ou de redistribution nécessite l'obtention préalable d'une autorisation écrite de la Commission canadienne de sûreté nucléaire.

Also published in English under the title: Design Extension Conditions for Nuclear Power Plants

Disponibilité du document

Les personnes intéressées peuvent consulter le document sur le site Web de la CCSN à nuclearsafety.gc.ca ou l'obtenir, en français ou en anglais, en communiquant avec la :

Commission canadienne de sûreté nucléaire
280, rue Slater
C.P. 1046, Succursale B
Ottawa (Ontario) K1P 5S9
CANADA

Téléphone : 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (Canada seulement)

Télécopieur : 613-995-5086

Courriel : info@cnscccsn.gc.ca

Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Facebook : facebook.com/Commissioncanadiennedesuretenucleaire

YouTube : youtube.com/ccsncnsc

Historique de la publication

Août 2014

Édition 1.0

Préface

Les documents de travail jouent un rôle important dans la sélection et l'élaboration du cadre et du programme de réglementation de la Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN). Ils visent à obtenir une rétroaction du public tôt dans le processus sur les politiques et méthodes d'approche de la CCSN.

L'utilisation des documents de travail dès les premières étapes du processus de réglementation souligne l'engagement de la CCSN à l'égard d'un processus de consultation transparent. La CCSN analyse cette rétroaction préliminaire et en tient compte pour déterminer le type et la nature des exigences et des orientations à établir.

Les documents de travail sont rendus publics aux fins de commentaires pour une période déterminée. À la fin de la première période de commentaires, le personnel de la CCSN examine toutes les observations formulées par le public, puis les affiche sur le site Web de la CCSN pour une deuxième période de consultation.

La CCSN tient compte de toute la rétroaction obtenue dans le cadre de ce processus de consultation lorsqu'elle établit son approche de réglementation.

Table des matières

Sommaire	1
1. Introduction.....	3
1.1 Dimensionnement	3
1.2 Prise en compte des accidents hors dimensionnement.....	4
2. Définitions et principaux concepts proposés	5
2.1 Enveloppe de conception de la centrale.....	5
2.2 Conditions additionnelles de dimensionnement (CAD)	6
2.3 Confiance.....	6
2.4 Rejets radioactifs importants	6
2.5 Éliminés, à toutes fins pratiques	7
2.6 Détermination des CAD.....	7
3. Objectifs et exigences concernant les CAD.....	8
3.1 Objectifs et exigences de la conception.....	8
3.2 Exigences relatives à l'analyse	10
3.3 Exigences opérationnelles.....	11
3.4 Procédures.....	11
3.5 Exigences en matière de radioprotection	12
4. Applicabilité aux centrales nucléaires du Canada.....	13
4.1 Nouvelles centrales nucléaires.....	13
4.2 Centrales nucléaires existantes	13
5. Recherche et développement à l'appui des CAD	14
6. Conclusion	14
Comment participer.....	Error! Bookmark not defined.
Annexe A : Tableau des états de la centrale	17
Annexe B : Définition des CAD hors du Canada.....	21
Agence internationale de l'énergie atomique.....	21
Finlande	21
États-Unis d'Amérique	21
France et Allemagne	22
Japon.....	22
Références pour l'annexe B.....	22
Annexe C : Détermination des CAD	24
Abréviations.....	27
Références.....	28

Sommaire

La Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN) a pour mandat, en vertu de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires* (LSRN), de réglementer l'utilisation de l'énergie et des matières nucléaires afin de préserver la santé, la sûreté et la sécurité des Canadiens, de protéger l'environnement, de respecter les engagements internationaux du Canada à l'égard de l'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire, et d'informer objectivement le public sur les plans scientifique ou technique ou en ce qui concerne la réglementation du domaine de l'énergie nucléaire.

À la suite de la catastrophe nucléaire survenue en 2011 à Fukushima, au Japon, les organismes de réglementation nucléaire du monde entier ont lancé un examen détaillé de leurs grandes installations nucléaires. De son côté, la CCSN a créé le [Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima](#) afin d'examiner la capacité des centrales nucléaires, et d'autres installations nucléaires dans tout le pays, de résister à des conditions comparables à celles qui ont entraîné l'accident de Fukushima. Le groupe de travail a conclu que les centrales nucléaires canadiennes sont sûres et que le risque qu'elles posent pour la santé et la sécurité des Canadiens ou l'environnement est faible.

Le groupe de travail a également examiné le cadre et les processus de réglementation de la CCSN. Il a confirmé que le cadre de réglementation du Canada est solide et détaillé. Il a néanmoins mis en évidence et présenté une série de recommandations destinées à accroître davantage la sûreté des installations nucléaires au Canada. Ces recommandations sont détaillées dans les mesures A.9.1 à A.9.3 du *Plan d'action intégré de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi* [1].

Une partie de l'examen de l'accident de Fukushima actuellement mené à l'échelon international s'est traduite par des efforts accrus visant à élaborer des stratégies de prévention et d'atténuation des situations et des scénarios d'accident dépassant le cadre de ceux pris en compte dans la conception initiale des installations nucléaires. Ces scénarios d'accident sont qualifiés de conditions additionnelles de dimensionnement (CAD) et leur prise en compte prend de plus en plus d'importance au sein de la communauté nucléaire internationale. Les CAD, ou des concepts similaires, sont en cours d'examen et d'adoption par les organismes de réglementation nucléaire d'un certain nombre de pays. L'annexe B donne plus de détails à cet égard. La CCSN collabore étroitement avec la communauté nucléaire internationale pour identifier et adopter des pratiques exemplaires au fur et à mesure de l'évolution des considérations relatives aux CAD. En même temps, la CCSN s'est engagée à mener un véritable dialogue avec toutes les parties intéressées en ce qui concerne les CAD.

La CCSN a utilisé publiquement le terme CAD pour la première fois dans la version 2 du projet de document d'application de la réglementation RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* [2] rendu disponible pour consultation publique en juillet 2012. Ce document est désormais achevé. Il a été publié sous le titre REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* [3], et remplace le document RD-337. Ce document établit les exigences et les attentes en matière de conception pour les nouvelles centrales nucléaires. Il comporte également des exigences et des attentes de haut niveau liées aux CAD. Comme le décrit le document REGDOC-2.5.2, les objectifs de sûreté en CAD consistent à prévenir les dommages au cœur, à atténuer les conséquences des accidents et à protéger l'intégrité du confinement. Au Canada et dans le monde, les opinions diffèrent quant à la façon de définir, de caractériser et de choisir les CAD. En outre, il n'existe pas de consensus sur la nature des plans de prévention et d'atténuation qu'il faudrait créer pour les prendre en considération.

Tout au long du présent document de travail, les CAD sont décrits par rapport aux autres états de la centrale. Il importe de souligner que les CAD sont considérées comme un sous-ensemble de conditions

d'accidents hors dimensionnement (AHD). Cela est justifié par le fait que les conditions d'AHD s'étendent pour inclure les accidents qui, en raison de leur probabilité d'occurrence très faible, sont considérés comme « pratiquement éliminés ». Il importe de noter que les CAD ne devraient pas inclure des conditions considérées « éliminées, à toutes fins pratiques ».

Une prémisses importante du présent document de travail est que les CAD ne représentent pas une extension du dimensionnement prudent ou de la « confiance élevée » associées aux autres états de la centrale. Au contraire, le présent document de travail introduit le principe de la « confiance raisonnablement élevée » à l'égard du succès des activités liées aux CAD. Par conséquent, il s'ensuit que ce principe devrait être appliqué uniformément aux CAD dans les divers aspects de la conception, de l'analyse et de l'exploitation.

Bien que la CCSN est d'avis qu'un REGDOC spécifiquement consacré aux CAD n'est pas nécessaire, le concept peut être pris en compte dans un certain nombre de projets et de versions existantes de REGDOC et de normes canadiennes. Ces documents pourraient couvrir tout un éventail de sujets, notamment la conception, l'analyse, la construction, l'exploitation, les procédures et la radioprotection. La CCSN reconnaît que l'élaboration d'exigences et d'orientations s'appliquant à l'équipement, à l'analyse et aux procédures en matière de CAD n'est pas encore tout à fait terminée.

Le présent document de travail résume la compréhension actuelle qu'a la CCSN au sujet des CAD. Son intention n'est pas d'adopter une position définitive, mais plutôt de stimuler la discussion sur le thème des CAD.

Enfin, il faudrait remarquer que plusieurs facteurs contribuent à améliorer la protection du public canadien contre des accidents peu probables de survenir dans une centrale nucléaire. Les mises à niveau apportées aux centrales nucléaires à la suite de l'accident de Fukushima ont étendu les capacités des centrales de résister à des événements très improbables. Les évaluations de la sûreté des centrales nucléaires ont confirmé qu'on est parvenu à accroître la sûreté. Le cadre de réglementation de la CCSN a été mis à jour pour inclure des exigences et des orientations appropriées en ce qui concerne la conception, l'analyse et l'exploitation des centrales nucléaires. Plusieurs de ces activités sont toujours en cours.

Le présent document décrit une approche uniforme visant à établir des exigences et des orientations liées aux CAD et bien que le document de travail présente une série de questions à prendre en considération par les lecteurs, les commentaires et les rétroactions ne devraient pas s'en tenir à celles-ci. On encourage les lecteurs à formuler des commentaires sur toute question liée au sujet des CAD.

Conditions additionnelles de dimensionnement pour les centrales nucléaires

1. Introduction

À la suite de la catastrophe nucléaire survenue en 2011 à Fukushima, au Japon, les organismes de réglementation nucléaire du monde entier ont lancé un examen détaillé de leurs grandes installations nucléaires. De son côté, la CCSN a créé le [Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima](#) afin d'examiner la capacité des centrales nucléaires, et d'autres installations nucléaires dans tout le pays, de résister à des conditions comparables à celles qui ont entraîné l'accident de Fukushima. Le groupe de travail a conclu que les centrales nucléaires canadiennes sont sûres et que le risque qu'elles posent pour la santé et la sécurité des Canadiens ou l'environnement est faible.

Le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima a également examiné le cadre et les processus de réglementation de la CCSN. Il a confirmé que le cadre de réglementation du Canada est solide et détaillé. Il a néanmoins défini une série de recommandations destinées à accroître davantage la sûreté des installations nucléaires au Canada. Ces recommandations sont détaillées dans les mesures A.9.1 à A.9.3 du *Plan d'action intégré de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi*.

Plusieurs facteurs contribuent à améliorer la protection du public canadien contre des accidents peu probables de survenir dans une centrale nucléaire. Les mises à niveau apportées aux centrales nucléaires à la suite de l'accident de Fukushima ont étendu les capacités des centrales de résister à des événements très improbables. Les évaluations de la sûreté des centrales nucléaires ont confirmé qu'on est parvenu à accroître la sûreté. Le cadre de réglementation de la CCSN a été mis à jour pour inclure des exigences et des orientations appropriées en ce qui concerne la conception, l'analyse et l'exploitation des centrales nucléaires. Plusieurs de ces activités sont toujours en cours. Le présent document décrit une approche uniforme visant à établir des exigences et des orientations liées aux CAD.

Une partie de l'examen de l'accident de Fukushima actuellement mené à l'échelon international s'est traduite par des efforts accrus visant à élaborer des stratégies de prévention et d'atténuation des situations et des scénarios d'accident dépassant le cadre de ceux pris en compte dans la conception initiale des installations nucléaires.

1.1 Dimensionnement

Selon la définition fournie par le document d'application de la réglementation REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* [3], le terme « dimensionnement » désigne :

[l']éventail des conditions et des événements pris explicitement en considération dans la conception de l'installation, conformément aux critères établis, de sorte que l'installation puisse y résister sans dépassement des limites autorisées quand les systèmes de sûreté fonctionnent comme prévu.

Le dimensionnement est mis en application au moyen des exigences réglementaires et des normes et codes nationaux et internationaux applicables. Les exigences relatives au dimensionnement sont habituellement très prudentes et très rigoureuses. Elles donnent un niveau très élevé de confiance quant à la capacité d'une centrale nucléaire de satisfaire aux exigences de sûreté à la suite de tout scénario d'accident pris en considération au moment de la conception de la centrale

et pour lequel des mesures d'atténuation ont été mises en place. Les accidents de dimensionnement (AD) sont des conditions d'accident par rapport auxquelles est conçue l'installation dotée de réacteurs, conformément aux critères d'acceptation établis (le dimensionnement), et pour lesquelles les dommages causés au combustible et les rejets de matières radioactives sont maintenus à l'intérieur des limites autorisées.

1.2 Prise en compte des accidents hors dimensionnement

Le REGDOC-2.5.2 de la CCSN énonce les exigences proposées en ce qui concerne les structures, systèmes et composants (SSC) ayant un rôle à jouer dans la gestion des accidents dépassant le cadre de ceux pris en compte dans le dimensionnement, en particulier les accidents graves (AG). Le REGDOC-2.3.2, *Conduite de l'exploitation : Gestion des accidents : Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires* [4], définit un AG comme un :

[a]ccident plus grave qu'un accident de dimensionnement et caractérisé par une détérioration importante du cœur du réacteur ou une dégradation importante du combustible dans la piscine de combustible usé (également appelée piscine de stockage du combustible irradié).

L'expression « conditions additionnelles de dimensionnement » est utilisée pour décrire les accidents hors dimensionnement, pour lesquels des mesures de prévention et d'atténuation supplémentaires sont nécessaires.

Selon le document REGDOC-2.5.2, la conception du réacteur doit fournir des moyens de :

- prendre en compte les difficultés liées à des accidents graves propres à la centrale
- fournir des caractéristiques de conception permettant d'assurer que les objectifs en matière de sûreté sont atteints et que les objectifs et stratégies en matière de gestion des accidents sont réalisés
- empêcher les rejets importants de matières radioactives dans l'environnement

Le REGDOC-2.5.2 établit l'« enveloppe de conception de la centrale » qui comprend l'exploitation normale, les incidents de fonctionnement prévu (IFP), les AD et les CAD.

La figure 1 est tirée du document REGDOC-2.5.2. Elle illustre les rapports entre les CAD et les autres états de la centrale.

Dans la version 1 du document RD-337, les CAD étaient qualifiés d'« accidents hors dimensionnement (AHD) crédibles ». Les conditions et événements éliminés, à toutes fins pratiques, sont ceux dont la probabilité d'occurrence est tellement faible qu'ils ne sont pas considérés comme des CAD.

Les CAD peuvent tenir compte des accidents impliquant le cœur du réacteur, les piscines de combustible usé et, s'il y a lieu, des tranches multiples sur un site. De tels accidents peuvent être causés par des défaillances multiples de l'équipement, des erreurs de l'opérateur, des événements internes ou externes, et, très probablement, par une combinaison de plusieurs événements ou défaillances. Lorsque des accidents majeurs se produisent, ils sont complexes et sont causés par de nombreux facteurs. La CCSN n'a pas l'intention d'établir une limite inférieure de fréquence pour les CAD en raison des grandes incertitudes liées à l'obtention de fréquences crédibles pour les événements extrêmement rares. L'approche permettant d'identifier un ensemble d'AHD à traiter comme des CAD nécessite inévitablement une bonne dose de discernement.

Il importe de noter que les CAD illustrés constituent un sous-ensemble choisi de conditions d'AHD et ne représentent pas une extension du dimensionnement.

Figure 1 : États de la centrale

États de fonctionnement		Conditions d'accident		➔	
Exploitation normale	Incident de fonctionnement prévu	Accident de dimensionnement	Accidents hors dimensionnement		➔
			Conditions additionnelles de dimensionnement	Conditions éliminées à toutes fins pratiques	➔
			Aucune détérioration grave du combustible	Accidents graves	➔
Dimensionnement			Dimensionnement additionnel	Pas inclus dans le dimensionnement additionnel	➔

Réduire la fréquence d'occurrence →

L'annexe A offre une description plus complète du tableau des états de la centrale et présente les relations entre les états de la centrale et d'autres aspects de la conception, de l'analyse et de l'exploitation de la centrale nucléaire.

Question 1 : Les CAD ont-ils été caractérisés de façon claire et logique?
--

2. Définitions et principaux concepts proposés

2.1 Enveloppe de conception de la centrale

Conformément au REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires*, l'autorité responsable de la conception de la centrale¹ est tenue d'envisager des mesures de prévention et d'atténuation pour une vaste gamme d'accidents à l'étape de la conception, de respecter les critères d'acceptation des doses et d'atteindre les objectifs de sûreté probabilistes. Il faudrait une confiance raisonnablement élevée en ce qui concerne la capacité des dispositifs de prévention et d'atténuation à fonctionner comme prévu dans l'éventualité peu probable d'un accident grave. L'autorité responsable de la conception devrait également démontrer sa compréhension de la progression des accidents et des phénomènes connexes et est tenue d'établir, à l'étape de la conception, des lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) initiales fondées sur une compréhension de la progression des accidents et qui tiennent compte de la conception de la centrale.

¹ **L'autorité en matière de conception de la centrale** revient habituellement à l'organisation qui assume formellement la responsabilité de la conception. Avant la mise en marche de la centrale, cette autorité doit être transférée à l'organisme exploitant. L'autorité responsable de la conception peut déléguer la responsabilité de la conception de certains aspects de la centrale à d'autres organismes (appelés concepteurs responsables). Dans ce cas, les tâches et les fonctions de l'autorité responsable de la conception et de tout concepteur responsable doivent être décrites dans une documentation officielle; toutefois, l'autorité responsable de la conception doit conserver la responsabilité générale de la conception.

Pour cette raison, le document REGDOC-2.5.2 définit l'enveloppe de conception de la centrale de la façon suivante :

[g]amme des conditions et des événements (y compris les CAD) explicitement pris en compte dans la conception d'une centrale nucléaire, de manière à pouvoir raisonnablement s'attendre à ce que les rejets radioactifs importants soient pratiquement éliminés par le fonctionnement prévu des systèmes fonctionnels et de contrôle, des systèmes de sûreté, des systèmes de support en matière de sûreté et des caractéristiques de conception complémentaires.

2.2 Conditions additionnelles de dimensionnement (CAD)

Le document REGDOC-2.5.2 définit les CAD comme suit :

Sous-ensemble d'accidents hors dimensionnement pris en considération dans le processus de conception de l'installation, conformément à la méthodologie de la meilleure estimation afin de maintenir les rejets de matières radioactives à l'intérieur des limites acceptables. Les conditions additionnelles de dimensionnement pourraient inclure les conditions d'accident grave.

Le concept des CAD est complexe. Il englobe les états, les conditions et les événements de la centrale, y compris les événements externes ainsi que ceux mettant en cause le réacteur ou la manutention et le stockage du combustible irradié.

2.3 Confiance

Pour les AD, il y a une « confiance élevée » en ce qui concerne la capacité des structures, systèmes et composants (SSC) de fonctionner comme prévu. Toutefois, pour les CAD, il faudrait une « confiance raisonnablement élevée » quant au fait que les SSC fonctionneront conformément aux spécifications de conception. Il faudrait cependant faire preuve d'une certaine prudence pour résoudre les problèmes lorsque les connaissances disponibles sont insuffisantes pour caractériser les conditions basées sur la meilleure estimation.

Une « confiance raisonnablement élevée » peut être obtenue grâce à la sélection adéquate des conditions prises en compte lors de la conception et des règles régissant des questions telles que la conception, la mise à l'essai, l'inspection périodique et l'entretien des SSC destinés à être utilisés pour la gestion des AG.

2.4 Rejets radioactifs importants

La section 7.3.4 du document REGDOC-2.5.2 exige que :

La conception doit être telle que les états de la centrale qui pourraient entraîner des rejets importants de matières radioactives sont, à toutes fins pratiques, éliminés. Si ce n'est pas le cas, seules des mesures de protection à portée limitée en termes de zone et de temps d'exécution seront nécessaires pour protéger le public, et un délai suffisant sera disponible pour appliquer ces mesures.

En ce qui concerne les CAD, les mesures de protection doivent être limitées dans l'espace et dans le temps. Par exemple, un rejet radioactif important ne pourrait être considéré comme limité dans l'espace ou dans le temps. S'il devait entraîner une réinstallation à long terme de la population, un tel rejet hypothétique serait classé dans la catégorie des « rejets importants ». Un rejet radioactif nécessitant uniquement une mise à l'abri ne sera probablement pas considéré comme « important ». Toutefois, un rejet conduisant à une évacuation à court terme serait être considéré

comme important si la zone devant être évacuée est vaste ou si la durée de l'évacuation est étendue. Un certain degré de discernement est nécessaire pour faire la distinction.

2.5 Éliminés, à toutes fins pratiques

Le principal objectif de la conception des centrales nucléaires est de s'assurer que les rejets importants sont éliminés, à toutes fins pratiques. Cet objectif reconnaît que la possibilité de certaines conditions ou de certains accidents est soit matériellement impossible, soit jugée avec un niveau élevé de confiance comme extrêmement improbable. La démonstration de l'élimination à toutes fins pratiques d'une séquence d'accidents peut faire intervenir des considérations déterministes et probabilistes. Elle devrait également prendre en compte les incertitudes liées aux connaissances concernant certains phénomènes physiques importants et applicables. La section 7.3.4 du REGDOC-2.5.2 fournit des orientations permettant de démontrer que des séquences d'accidents ont été, à toutes fins pratiques, éliminées.

La quantification des probabilités de défaillance pour les scénarios d'AG présente des incertitudes. L'une d'elles correspond au taux de défaillance des composants qui fonctionnent au-delà de leurs niveaux de qualification. Certains outils permettant de démontrer, avec un niveau de confiance approprié, que les rejets ont été éliminés à toutes fins pratiques, comprennent la défense en profondeur, l'utilisation de dispositifs de sûreté passifs, l'utilisation de plusieurs contrôles indépendants et l'application des principes de sûreté en matière d'indépendance, de diversité et de séparation.

2.6 Détermination des CAD

L'autorité responsable de la conception est chargée d'identifier, de sélectionner et de classer les événements ou conditions qui forment les CAD. Actuellement, il n'y a pas de moyen officiellement reconnu et fixé de commun accord permettant d'identifier les CAD.

Une compréhension de la progression d'un accident, des processus et des phénomènes associés s'impose et il est suggéré d'examiner les éléments suivants :

- la détermination et la sélection d'événements et de séquences d'accidents représentatifs, en vue de déterminer les conditions réelles de conception
- la détermination des principales options de conception et des caractéristiques de conception propres à la centrale, en vue de l'atténuation des AG, et de leurs rôles dans l'atteinte des objectifs de gestion des accidents graves (GAG)
- l'identification des conditions nécessaires pour la conception des caractéristiques de la centrale devant servir à prévenir et à atténuer les conséquences des AG
- des stratégies de GAG visant à atténuer les défis posés par les AG tout en assurant le fonctionnement fiable des fonctions de sûreté et en permettant de ramener la centrale dans un état de stabilité contrôlé
- les analyses déterministes d'accident afin de soutenir la conception

Les considérations visant à identifier et à sélectionner les CAD peuvent comprendre :

- des scénarios d'accident comprenant des combinaisons d'événements déclencheurs, d'erreur humaine et de fonctionnement ou de défaillance des SSC
- les caractéristiques de conception envisagées pour prévenir ou atténuer un AHD ou un AG et la définition de leurs rôles
- les paramètres des caractéristiques de conception envisagées pour prévenir ou atténuer un AHD ou un AG

- les facteurs de progression de l'accident utiles pour déterminer les valeurs limitatives ainsi que la plage pour le facteur temps et l'amplitude des paramètres requis pour la conception
- les événements déclencheurs, les erreurs humaines et l'exploitabilité des SSC (fonctionnement ou défaillance) servant à déterminer les valeurs limitatives ainsi que la plage des paramètres requis pour la conception
- un ensemble optimal de scénarios d'accident en vue de le réduire à un nombre gérable de séquences

L'attente qui sous-tend la détermination et la sélection des CAD est de parvenir à éliminer, à toutes fins pratiques, les rejets importants dans l'état de la centrale concerné par la CAD. Pour une discussion plus approfondie sur l'identification des CAD, veuillez consulter l'annexe C.

Question 2 : Les éléments inclus en vue de l'identification des CAD sont-ils clairs, logiques, suffisants ou nécessaires?

3. Objectifs et exigences concernant les CAD

Les objectifs de sûreté visant les CAD consistent à prévenir les dommages au cœur, à atténuer les conséquences des accidents et à protéger l'intégrité du confinement le plus longtemps possible. Pour atteindre ces objectifs, la CCSN croit que les éléments suivants sont essentiels :

- l'inclusion des caractéristiques de conception de la centrale devant servir à la gestion des accidents
- la spécification d'exigences en matière de rendement du confinement au cours des CAD (comme le maintien d'une barrière étanche pendant une certaine période sans rejets ultérieurs non contrôlés)
- la prise en considération des besoins et des exigences en matière de gestion des accidents

Le principe sous-jacent est d'offrir avec une « confiance raisonnablement élevée » la certitude que les SSC fonctionneront comme prévu au cours d'un CAD.

3.1 Objectifs et exigences de la conception

Le REGDOC-2.5.2 établit les objectifs généraux en matière de sûreté des centrales nucléaires grâce à des critères d'acceptation des doses et des objectifs de sûreté. Il établit des exigences de conception particulières pour les conditions et événements faisant partie de l'enveloppe de conception de la centrale. Il n'établit pas les exigences de conception pour les AHD qui sont considérés comme « éliminés, à toutes fins pratiques ».

3.1.1 Portée

Des objectifs de conception devraient être établis pour l'équipement susceptible d'être utilisé en CAD. Cet équipement peut comprendre, entre autres :

- des caractéristiques de conception complémentaires², telles que des récupérateurs et des systèmes de ventilation filtrée de l'enceinte de confinement destinés à limiter ou à atténuer les effets des accidents graves

² **Caractéristique de conception complémentaire** : Élément ajouté à la conception sous forme de SSC autonome ou ajouté à un SSC déjà en place pour prendre en considération les CAD.

- un équipement fixe ou mobile sur le site ou hors site, comme des pompes mobiles ou des génératrices
- des SSC fonctionnels ou de sûreté dont l'utilisation peut être prévue au-delà de leur dimensionnement

Les exigences relatives à la conception des systèmes de sûreté devraient être très prudentes pour les AD afin d'offrir une confiance très élevée. Il faudrait une confiance raisonnablement élevée dans l'éventualité peu probable de CAD.

3.1.2 Classification de sûreté

La classification en matière de sûreté prend en compte :

- la ou les fonction(s) de sûreté à exécuter
- la ou les conséquence(s) d'une défaillance
- la probabilité que les SSC soient sollicités pour exécuter la fonction de sûreté
- le moment après un événement déclencheur hypothétique où les SSC seront sollicités et la durée prévue de fonctionnement de ces derniers

Ces considérations permettent à l'autorité responsable de la conception de prendre en compte des facteurs comme la redondance de l'équipement et la possibilité de mettre en application des stratégies de rechange. Bien que la probabilité d'une sollicitation des SSC en cas de CAD soit très faible, la défaillance des fonctions de sûreté destinées à atténuer les CAD pourrait avoir des conséquences très graves. Ces fonctions de sûreté devraient être affectées à une classe de sûreté qui correspond à leur importance pour la sûreté. Les exigences relatives à la mise à l'épreuve et à l'entretien de l'équipement devant être utilisé lors de CAD devraient être établies conformément à la classification en matière de sûreté de cet équipement.

3.1.3 Pérennité de l'équipement

Le document REGDOC-2.5.2 exige que :

[i] faut démontrer avec une assurance raisonnable que l'équipement et l'instrumentation crédités pour fonctionner durant les CAD auront la capacité d'exécuter leur(s) fonction(s) de sûreté prévue(s) dans les conditions environnementales anticipées. Une extrapolation justifiée du rendement de l'équipement, fondée généralement sur des spécifications nominales, des essais de qualification environnementale ou d'autres considérations, peut être utilisée pour fournir l'assurance de son opérabilité.

La pérennité de l'équipement et des instruments en CAD devraient tenir compte des éléments suivants :

- les fonctions qui doivent être exécutées pendant un accident pour atteindre un état d'arrêt sûr des CAD
- le délai d'exécution de chaque fonction requise en cas d'accident
- l'emplacement et le type d'équipement utilisé pour exécuter les fonctions nécessaires selon chaque délai d'exécution
- les conditions environnementales hostiles des CAD dans chaque délai d'exécution
- une assurance que l'équipement survivra pour exécuter ses fonctions à l'intérieur des délais d'un accident établis pour l'état de CAD de la centrale

3.2 Exigences relatives à l'analyse

Le REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de la sûreté* [5] précise les exigences relatives aux analyses déterministes de sûreté pour les IFP, les AD et les AHD. Bien que le document fasse référence aux AHD, il ne spécifie pas d'exigences pour les CAD. Ceci est dû au fait que l'analyse discutée dans le document REGDOC-2.4.1, contrairement au processus de conception, pourrait prendre en considération des événements présentant une fréquence inférieure à celle des CAD. La section 4.3.3 du document REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de sûreté*, indique que :

Une évaluation de la sûreté des AHD doit être réalisée pour démontrer que :

1. La centrale nucléaire, telle que conçue, respecte les exigences relatives aux limites de rejet établies comme objectifs de sûreté. L'analyse déterministe de la sûreté fournit des données sur les conséquences pour les séquences d'accident qui peuvent être utilisées dans l'EPS [étude probabiliste de sûreté].
2. Les procédures et l'équipement mis en place pour répondre aux besoins en matière de gestion des accidents sont efficaces et tiennent compte de la disponibilité de l'eau de refroidissement, du matériel et des sources d'alimentation électrique; il est possible de prendre en considération les capacités complètes de conception de la centrale, y compris l'utilisation possible des systèmes de sûreté, des systèmes sans lien avec la sûreté et des systèmes temporaires au-delà de leurs fonctions initiales prévues.

L'analyse déterministe de sûreté pour les AHD permet d'évaluer les objectifs de sûreté en conjonction avec les EPS. Elle démontre également le caractère adéquat des dispositions en matière de conception et des programmes de gestion des accidents. Par conséquent, l'analyse déterministe de sûreté est également réalisée pour démontrer que les caractéristiques de conception complémentaires fonctionneront conformément aux spécifications de conception en cas de CAD.

L'analyse déterministe devrait être réalisée pour un événement susceptible de poser les plus grandes difficultés à maintenir la fonction de confinement.

Le principe généralement accepté pour l'analyse des AHD est la méthode de la meilleure estimation. Ceci est conforme aux documents de l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) tels que le guide de sûreté particulier SSG-2, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants* [6] et le rapport de sûreté n° 56, *Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants* [7]. La section 4.4.4 du document REGDOC-2.4.1 indique que :

[P]our l'analyse des AHD, il convient d'utiliser une méthode d'analyse plus réaliste, comportant des hypothèses qui reflètent la configuration probable de la centrale, ainsi que la réponse attendue des systèmes et des opérateurs à l'égard de l'événement analysé.

L'une des raisons justifiant l'utilisation de méthodes de la meilleure estimation et de codes informatiques dans l'analyse des AHD est liée à la gestion des accidents. À mesure que l'accident progresse jusqu'au stade des conditions hors dimensionnement, les mesures de gestion des accidents deviennent un élément important de la défense en profondeur. Les conséquences des AHD sont estimées de manière à ce que l'analyse reflète une réaction réaliste de la centrale et présente des renseignements axés sur la meilleure estimation pour la gestion des accidents.

L'analyse des AHD peut faire appel aux données d'entrée applicables³ des EPS et peut créditer tous les SSC disponibles pour autant qu'on ait pu démontrer, avec une confiance raisonnablement élevée, qu'ils sont capables de remplir les fonctions pour lesquelles ils ont été conçus. Il est intéressant de noter que le critère de défaillance unique, qui s'applique à tous les groupes de sûreté crédités dans l'analyse des AD, n'est habituellement pas appliqué dans l'analyse des AHD.

3.3 Exigences opérationnelles

Le document RD/GD-210, *Programmes d'entretien des centrales nucléaires* [8] couvre les exigences d'entretien, de mise à l'essai et d'inspection. Le document RD/GD-98, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires* [9] expose les exigences et fournit une orientation en matière de programmes de fiabilité. L'applicabilité de ces exigences réglementaires aux caractéristiques des CAD devrait se fonder sur leur classification en matière de sûreté.

3.4 Procédures

Bien que des dispositions en matière de conception soient nécessaires pour maintenir et renforcer les multiples barrières physiques existantes pour contrer le rejet de produits de fission, il importe aussi de disposer de procédures permettant de gérer et d'atténuer les CAD.

Les barrières procédurales qui correspondent aux CAD comprennent celles s'appliquant à la gestion des accidents et à l'intervention en situation d'urgence. Les lignes directrices pour la gestion des accidents sont axées sur les symptômes et ne dépendent pas directement d'un événement prédéfini, quel qu'il soit. Les manuels d'exploitation, les procédures d'exploitation et d'urgence (PEU) et les LDGAG assurent une continuité de la couverture entre l'exploitation normale de la centrale et les conditions d'accidents graves. La transition entre les types de procédure dépend des conditions mesurées de la centrale, et non d'une définition abstraite de l'état de cette dernière.

Des exigences additionnelles et des plans en matière de formation peuvent être contenus dans les PEU et les LDGAG. La conception, la vérification, la validation et l'application des procédures et lignes directrices applicables aux CAD devraient être conformes au principe de « confiance raisonnablement élevée ». Ces procédures et lignes directrices devraient prendre en compte les facteurs humains et le rendement organisationnel afin de s'assurer que les mesures de gestion des accidents sont exécutées correctement et en temps utile.

Les LDGAG devraient fournir des lignes directrices pour l'utilisation des caractéristiques de conception complémentaires, y compris de l'équipement et des instruments mobiles, sur le site et hors site, à utiliser en cas de CAD.

L'ébauche du document REGDOC-2.3.2, *Gestion des accidents* [10] répondra à la recommandation formulée par le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima visant l'élaboration d'un document d'application de la réglementation dédié à la gestion des accidents. Selon la version provisoire du document REGDOC-2.3.2, un programme de gestion des accidents consiste en un ensemble intégré de plans, de procédures, de lignes directrices et de dispositions servant dans la gestion des accidents. Les principales exigences devraient aborder des aspects comme l'identification des problèmes posés à la centrale et à la sécurité de la population,

³ L'**applicabilité** est indiquée en démontrant que les hypothèses, les modèles, les règles, etc. utilisés pour produire les données de l'EPS sont compatibles avec l'utilisation de ces données.

la fourniture d'équipement et d'instrumentation appropriés, la mise en application d'une orientation pour le personnel concerné par la gestion des accidents, et l'assurance d'un rendement humain et organisationnel adéquat.

Les documents d'application de la réglementation portant sur l'intervention d'urgence hors site comprennent le guide d'application de la réglementation G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium* [11] et le document d'application de la réglementation RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence* [12]. Bien qu'aucune corrélation n'ait été établie entre une situation d'urgence et un quelconque état particulier de la centrale, les CAD, par définition, seraient aussi assujetties aux exigences réglementaires en matière de situations d'urgence.

L'ébauche du document REGDOC-2.10.1, *Gestion des urgences et protection-incendie : Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires* [13] est actuellement en cours d'élaboration. Lorsqu'il sera publié et incorporé dans le processus de délivrance de permis, il remplacera le guide d'application de la réglementation G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium*, et le document d'application de la réglementation RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence*. Il répondra aux recommandations formulées par le Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima (et le Comité consultatif externe) visant à renforcer les exigences réglementaires relatives aux programmes de préparation aux situations d'urgence des titulaires de permis. L'ébauche du document REGDOC-2.10.1 dresse la liste et discute des exigences relatives à un programme de préparation aux situations d'urgence et propose des orientations pour l'élaboration d'un tel programme.

Les guides d'application de la réglementation G-276, *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains* [14] et G-278, *Plan de vérification et validation des facteurs humains* [15] fournissent de l'orientation sur les facteurs humains.

La CCSN révisera ces documents afin de s'assurer que le principe de « confiance raisonnablement élevée » est appliqué uniformément pour les événements hors dimensionnement.

3.5 Exigences en matière de radioprotection

Tous les états de la centrale, y compris les CAD, sont assujettis au cadre de la CCSN en matière de radioprotection, y compris l'application du « niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre » (principe ALARA) en ce concerne le contrôle des risques radiologiques et de l'exposition au rayonnement.

La CCSN a publié un document de travail, DIS-13-01, *Modifications proposées au Règlement sur la radioprotection* [16], détaillant les modifications proposées pour tenir compte de la recommandation n° 8 présentée dans le document d'information INFO-0824, *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima* [17]. Il conseillait de modifier le *Règlement sur la radioprotection* (RRP) [18] afin de l'aligner davantage sur les documents d'orientation internationaux. Pour atteindre cet objectif, le RRP serait modifié pour qu'il décrive plus en détail les exigences réglementaires nécessaires pour prendre en compte les dangers radiologiques pendant les diverses phases d'une urgence. Si elles devaient obtenir l'approbation du gouverneur en conseil, ces modifications proposées au Règlement pourraient avoir une incidence sur les exigences relatives à l'identification, à la conception et à l'analyse des CAD.

Question 3 : Les éléments qui devraient figurer dans les objectifs et exigences de conception concernant les CAD sont-ils définis et traités de façon précise dans les chapitres ci-dessus?

4. Applicabilité aux centrales nucléaires du Canada

4.1 Nouvelles centrales nucléaires

Le document REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* s'applique à la conception de toutes les nouvelles centrales nucléaires. Donc, dans la prise en considération des CAD, l'autorité responsable de la conception de nouvelles centrales doit utiliser une approche systématique permettant :

- de prendre en compte tous les problèmes connus liés aux accidents à l'intérieur des CAD
- d'atteindre un équilibre dans la conception entre la prévention des accidents graves et l'atténuation des accidents, en mettant l'accent sur la prévention des défaillances du confinement
- de s'intégrer aux besoins du programme de gestion des accidents propre à la centrale afin de s'assurer que les caractéristiques de conception sont disponibles pour la gestion des accidents

4.2 Centrales nucléaires existantes

Les centrales nucléaires existantes ne sont pas abordées dans le document REGDOC-2.5.2. Toutefois, le document REGDOC-2.5.2 peut être cité en référence dans un examen mené par rapport aux normes les plus récentes avant de procéder à la réfection ou de prolonger la durée de l'exploitation (p. ex. au moyen de l'application du document RD-360, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires* [19]). En ce qui concerne les centrales nucléaires existantes, l'accent devrait être mis sur :

- la détermination et l'évaluation des caractéristiques de conception existantes pouvant être utilisées pour régler les problèmes que posent les CAD
- l'assurance que le système de confinement n'a aucune vulnérabilité, de concert avec le programme de gestion des accidents
- l'application de mises à niveau à la conception, s'il y a lieu, en vue d'atteindre les objectifs en matière de sûreté ou de répondre aux besoins en matière de gestion des accidents, ou de résoudre des problèmes particuliers

Il convient de noter que de nombreuses mises à niveau ont été faites, sont prévues ou sont en cours d'examen dans les centrales nucléaires existantes. Ces mises à niveau sont le résultat d'examen de la sûreté réalisés au moment de la réfection ou à la suite de l'accident de Fukushima. Bon nombre de ces mises à niveau traitent de la capacité de gérer et d'atténuer les CAD. Les exigences relatives à la conception pour ces mises à niveau ont été sélectionnées par les titulaires de permis en s'appuyant sur les meilleurs jugements techniques et examinées par l'organisme de réglementation en tenant compte du risque. Les problèmes spécifiques requérant une orientation en matière de réglementation sont identifiés et réglés au moment de l'application de ces mises à niveau.

L'élaboration d'autres mises à jour du cadre de réglementation de la CCSN, identifiées à la section 3 et liées aux normes du Groupe CSA⁴, prendra un certain nombre d'années. En attendant, on suggère que les parties intéressées de l'industrie collaborent étroitement avec la CCSN pour élaborer des processus internes et mieux clarifier les principes et concepts décrits dans le présent document de travail. De même, la CCSN, le Groupe CSA et l'industrie devraient collaborer pour s'assurer que les modifications apportées aux exigences et aux documents d'orientation tiennent compte des principes et concepts clarifiés. Une collaboration élargie devrait permettre aux pratiques de l'industrie de s'harmoniser avec les exigences réglementaires. Cette harmonisation facilitera la délivrance de permis et la vérification de la conformité une fois les nouvelles exigences et orientations publiées.

Question 4 : Hormis les centrales nucléaires, existe-t-il d'autres installations nucléaires canadiennes susceptibles de profiter de l'application des CAD?

5. Recherche et développement à l'appui des CAD

De nombreux phénomènes physiques liés aux AG sont extrêmement complexes. Pour certains AG, l'état actuel des connaissances et les capacités de modélisation sont limités. Assez fréquemment, les études expérimentales requises pour accroître ces connaissances ne peuvent être menées en conditions parfaitement représentatives. Ce fait complique la tâche d'élaboration et de validation des modèles.

Le coût élevé des expériences et le nombre limité d'installations appropriées pour effectuer des études des phénomènes pertinents nécessitent une vaste coopération internationale. Bien que motivée par des considérations d'efficacité, cette approche est facilitée par le fait que de nombreux phénomènes liés à des AG sont communs ou semblables pour divers types de réacteur. Les activités de recherche nationales et internationales dans ce domaine visent à réduire les incertitudes dans les connaissances disponibles, permettant ainsi une modélisation plus précise de la progression d'un accident et de ses conséquences.

La recherche devrait répondre aux besoins des réacteurs actuellement en exploitation ainsi qu'à ceux des réacteurs futurs. Les modifications s'appliquant aux réacteurs en exploitation sont souvent peu nombreuses et la recherche dans ce domaine vise surtout à minimiser l'impact potentiel d'AG. Un des principaux aspects à prendre en compte dans le cadre de la recherche et du développement est l'étude des « effets de falaise » qui peuvent entraîner des réactions non linéaires et inattendues de la part des SSC existants de la centrale. On peut décrire un effet de falaise comme une augmentation importante de la gravité d'un événement découlant d'un petit changement des conditions. Les effets de falaise peuvent être causés par un changement dans l'ampleur de l'événement ou un changement dans la réponse de la centrale ou de l'opérateur.

6. Conclusion

La CCSN a publié des exigences et des orientations de haut niveau pour la conception et l'analyse dans les documents REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* et REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de sûreté*. Toutefois, l'élaboration d'exigences et de lignes directrices détaillées s'appliquant à l'équipement, à l'analyse et aux

⁴ **Groupe CSA** : Dénomination actuellement utilisée pour désigner l'Association canadienne de normalisation.

procédures en matière de CAD n'est pas encore terminée. Néanmoins, la CCSN est d'avis que le principe de la « confiance raisonnablement élevée » devrait s'appliquer à toutes les activités associées aux CAD. Un dialogue permanent entre les organismes de réglementation, les concepteurs, les exploitants, les organismes de normalisation et d'autres parties intéressées est nécessaire pour définir la façon d'atteindre une « confiance raisonnablement élevée ».

Bien que nous l'ayons déjà indiqué, il est utile de répéter que la CCSN est d'avis qu'un REGDOC spécifiquement consacré aux CAD ne soit pas nécessaire. Le concept peut être pris en compte dans un certain nombre de projets et de versions existantes de documents d'application de la réglementation et de normes canadiennes. Ces documents pourraient couvrir tout un éventail de sujets, notamment la conception, l'analyse, la construction, l'exploitation, les procédures et la radioprotection. Ils pourraient s'appliquer aux centrales nucléaires actuelles et futures ainsi qu'aux petites installations dotées de réacteurs.

La CCSN s'est engagée à travailler avec toutes les parties intéressées afin d'élaborer des stratégies de prévention et d'atténuation pour les situations et les scénarios d'accident dépassant le cadre de ceux pris en compte dans la conception initiale d'une installation nucléaire. Le présent document de travail a exposé le point de vue de la CCSN en ce qui concerne les CAD par rapport aux autres états de la centrale dans l'espoir d'encourager un véritable dialogue avec les parties intéressées. Son intention n'est pas d'adopter une position définitive, mais plutôt de stimuler la discussion sur le thème des CAD.

Question 5 : La CCSN devrait-elle envisager la révision de ses documents d'application de la réglementation pour tenir compte des CAD? Dans l'affirmative, devraient-ils être élargis pour traiter spécifiquement de l'équipement et des procédures susceptibles d'être utilisés en cas de CAD?

Commentaires

Les commentaires ou les réactions peuvent être soumis à la CCSN de l'une des manières suivantes :

Par courriel : consultation@cnscccsn.gc.ca

Par télécopieur : 613-995-5086

Par écrit : Commission canadienne de sûreté nucléaire
C. P. 1046, Succursale B
280, rue Slater
Ottawa (Ontario) K1P 5S9

Annexe A : Tableau des états de la centrale

Les états de la centrale ont des répercussions sur plusieurs aspects de la conception, de l'analyse et de l'exploitation de la centrale nucléaire. La figure 2 (voir la page suivante) donne un aperçu approximatif de la relation entre les états de la centrale et les sujets associés.

Des notes explicatives sont fournies à la suite du tableau en vue d'éclairer la compréhension du contenu de la figure.

Veillez noter que le diagramme présente un certain nombre de concepts complexes. Les relations décrites ne sont pas toujours aussi précises que ce que la représentation laisse supposer. Les définitions textuelles de ces concepts obtenues dans des documents sources appropriés devraient toujours être privilégiées.

Bon nombre des transitions entre les états sont en fait des frontières larges. Souvent, il existe des chevauchements entre les états ou il n'est pas possible d'établir une limite nette. Même en présence de critères numériques, l'évaluation du rendement de la conception par rapport aux critères peut faire l'objet d'incertitudes importantes.

Figure 2 : Incidence de l'enveloppe de conception de la centrale et des états de la centrale

	Enveloppe de conception de la centrale					
	États de fonctionnement		Conditions d'accident			
États de la centrale	Exploitation normale	Incident de fonctionnement prévu	Accident de dimensionnement	Accidents hors dimensionnement		
				Conditions additionnelles de dimensionnement	Conditions éliminées, à toutes fins pratiques	
Règles de conception	Dimensionnement			Dimensionnement additionnel	Pas inclus dans le dimensionnement additionnel	
Condition du cœur	Aucun dommage au cœur du réacteur			Aucune détérioration grave du combustible	Accidents graves	
Classification selon la fréquence, 1/an	~ 1	> 10 ⁻²	10 ⁻² à 10 ⁻⁵	< 10 ⁻⁵		
Critères d'acceptation radiologique	Règlement sur la radioprotection					
	Principe ALARA	0,5 mSv	20 mSv	Aucun critère		
Critères d'acceptation déterministes	Conditions de fonctionnement normal	Aptitude fonctionnelle	Intégrité des barrières physiques	Limites de rendement de l'enclume de confinement	Aucun critère	
Critères d'acceptation probabilistes	Aucun critère		Exigences de fiabilité pour les systèmes de sûreté	Objectifs en matière de sûreté : - fréquence des dommages causés au cœur du réacteur - fréquence des rejets radioactifs importants - fréquence des rejets radioactifs faibles		
Systèmes, structures et composants qui jouent un rôle	Systèmes fonctionnels (défense en profondeur (DeP) de niveau 1)					
	Systèmes de contrôle (DeP de niveau 2)					
		Systèmes de sûreté (DeP de niveau 3)				
				Caractéristiques de conception complémentaires (DeP de niveaux 4 et 5)		
Procédures d'exploitation	Manuels d'exploitation					
		Gestion des accidents				
				Gestion des accidents graves		
Confiance relative à la prévention des rejets importants	Règles de dimensionnement – confiance élevée			Confiance raisonnablement élevée	Des rejets importants sont susceptibles de se produire	
Intervention hors site	Non requise			Intervention progressive		

Règles de conception : Les règles de conception décrivent le type de règles appliquées au cours du processus de conception. Dans le cadre du dimensionnement, des codes et des normes bien établis sont utilisés depuis de nombreuses années. Cela n'a pas changé. En ce qui concerne le prolongement de la conception, des règles moins prudentes sont appliquées. Les codes et les normes établis n'abordent généralement pas ce domaine. En dehors de l'enveloppe de conception de la centrale, le document REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* ne prévoit aucune règle de conception particulière. Cela ne signifie pas que l'équipement ne fonctionnera pas, mais plutôt que la confiance en son fonctionnement est plus faible.

Condition du cœur : La conception devrait assurer que le cœur du réacteur ne subisse aucun dommage en mode d'exploitation normale et en cas d'IFP. En ce qui concerne les AD, des dommages limités au cœur (comme des défaillances limitées de la gaine ou un dommage important du combustible dans un canal unique) peuvent survenir. Un endommagement grave du cœur peut survenir dans le cadre de certaines CAD. Veuillez noter que le combustible dans les piscines de combustible usé n'est pas indiqué dans la figure 2.

Classification des événements selon la fréquence : Le document REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de la sûreté*, définit la gamme de fréquences attendues pour les IFP et les AD, bien que la fréquence ne soit pas le seul facteur à considérer pour la classification des événements. La CCSN n'établit pas de limite inférieure de fréquence pour les CAD comme il est précisé à la section 1.2 du document principal.

Critères d'acceptation radiologique : Le *Règlement sur la radioprotection* [17] établit le principe ALARA et fixe les limites de dose pour la population ainsi que les limites de dose professionnelle et en situation d'urgence pour les travailleurs. Les situations d'urgence ne s'appliquent pas uniquement aux états de la centrale et ne sont pas décrites ici. Le document REGDOC-2.5.2 établit les critères d'acceptation des doses pour les IFP et les AD. Plus précisément, les critères d'acceptation des doses sont des critères de conception. Ils s'appliquent uniquement aux doses réelles au corps entier susceptibles d'être reçues par les individus moyens membres des groupes critiques qui sont les plus à risque pendant la période de 30 jours suivant un accident, telles que calculées dans les analyses déterministes de la sûreté.

Critères d'acceptation déterministes : Ces critères décrivent le rôle joué par les barrières physiques contre le rejet de produits de fission. En ce qui concerne l'exploitation normale, toutes les barrières doivent demeurer intactes. Pour les IFP, toutes les barrières (sauf celles dont la défaillance constitue l'événement déclencheur, p. ex. une fuite de conduite) devraient demeurer intactes et aptes à retourner à l'exploitation normale. Pour les AD, les barrières devraient demeurer intactes dans la mesure du possible. En ce qui concerne les CAD, il est acceptable que des dommages graves au cœur puissent se produire. Toutefois, il y aura une confiance raisonnablement élevée que l'équipement servant à la gestion des CAD fonctionnera comme prévu et que l'intégrité du confinement sera maintenue pour éviter des rejets radioactifs importants.

Critères d'acceptation probabilistes : Le document REGDOC-2.5.2 définit les objectifs en matière de sûreté s'appliquant globalement à la conception, et en particulier aux événements hors dimensionnement. Les trois critères utilisés pour établir les objectifs de sûreté sont : la fréquence des dommages au cœur, la fréquence des rejets radioactifs faibles et la fréquence des rejets radioactifs importants.

Systèmes, structures et composants qui jouent un rôle : Les systèmes fonctionnels et de contrôle sont principalement conçus pour la défense en profondeur de niveau 1 et de niveau 2, et ne sont pas une base fiable pour les CAD. Toutefois, s'ils sont fonctionnels, ils peuvent jouer un rôle lors de CAD et d'accidents graves. Les systèmes de sûreté sont principalement conçus pour offrir une confiance très élevée que les AD n'entraîneront pas un dépassement des critères d'acceptation de dose. Ils peuvent aussi jouer un rôle en regard des CAD. Les caractéristiques de conception complémentaires sont spécifiques aux CAD.

Procédures d'exploitation : Les procédures d'exploitation ne s'appliquent pas uniquement aux états de la centrale. Les manuels d'exploitation, les procédures d'exploitation en cas d'urgence et les LDGAG assurent une continuité de la couverture entre l'exploitation normale et les conditions d'accident grave. Le passage d'un type de procédure à l'autre dépend des conditions mesurées de la centrale, et non d'une définition abstraite de l'état de cette dernière. Veuillez noter que les manuels d'exploitation peuvent être requis même dans le cas où les procédures utilisées sont les PEU ou les LDGAG puisqu'ils fournissent des directives pour le fonctionnement des systèmes.

Niveau de confiance en ce qui concerne la prévention des rejets importants : Tel que décrit dans le corps du texte, un niveau élevé de confiance est requis pour satisfaire aux exigences au sein du dimensionnement. Pour les CAD, la confiance doit être raisonnablement élevée. Dans le cas de conditions et d'événements peu probables, on reconnaît que des rejets importants peuvent se produire.

Intervention hors site : Bien qu'aucun événement de dimensionnement ne devrait nécessiter une intervention hors site, on reconnaît que des mesures de précaution peuvent être prises si l'on envisage la possibilité d'un rejet dans le cas où d'autres défaillances surviendraient. Pour ce qui est des événements de gravité accrue, il est possible d'appliquer des mesures d'urgence, comme la mise à l'abri, l'administration de comprimés d'iode, la réinstallation à court terme ou une évacuation à long terme.

Annexe B : Définition des CAD hors du Canada

Agence internationale de l'énergie atomique

L'approche adoptée par l'Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA) se trouve dans les Prescriptions de sûreté particulières SSR-2/1 [1] de l'AIEA. Ce document définit les CAD comme suit⁵ :

Conditions accidentelles qui ne sont pas prises en compte pour les accidents de dimensionnement, mais qui le sont dans le processus de conception de l'installation conformément à la méthode de la « meilleure estimation », et pour lesquelles les rejets de matières radioactives sont maintenus dans des limites acceptables. Les conditions additionnelles de dimensionnement pourraient inclure les conditions d'accident grave.

Finlande

L'Autorité finlandaise de sûreté nucléaire et de radioprotection (STUK) a publié une ébauche du document YVL B.1 *Safety Design of a Nuclear Power Plant* [2] contenant la définition suivante :

Une condition additionnelle de dimensionnement se rapporte à une situation entraînée par un événement externe rare, ou à une situation pour laquelle l'événement déclencheur d'un incident de fonctionnement prévu ou l'accident hypothétique de catégorie 1 implique une défaillance d'origine commune, ou une combinaison de défaillances, à laquelle l'installation doit résister sans subir de dommage grave au combustible.

La définition de la STUK semble chevaucher celle d'accident hypothétique qui établit :

[q]u'un accident hypothétique se rapporte à un écart par rapport à l'exploitation normale que l'on peut supposer se produire moins d'une fois au cours de cent ans d'exploitation et auquel la centrale nucléaire doit résister sans subir de dommage grave au combustible, même si des composants individuels des systèmes importants pour la sûreté sont mis hors service pour des motifs d'entretien ou de défaillance.

États-Unis d'Amérique

La proposition qui suit a été faite par le Groupe de travail sur la gestion des risques de la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis [3] afin de traiter les catégories d'amélioration à la conception pour les AHD :

La NRC devrait établir une législation concernant une catégorie d'amélioration à la conception de nature réglementaire pour les accidents hors dimensionnement. Cette catégorie devrait utiliser le risque comme mesure de sûreté, être axée sur le rendement (y compris une disposition concernant des mises à jour périodiques), englober des considérations de coûts, et être appliquée sur une base propre au site.

Cette proposition a été récemment rejetée par la Nuclear Regulatory Commission [4], bien qu'elle puisse être intégrée dans le cadre de réglementation en matière de gestion des risques de la NRC américaine.

⁵ Le document SSR-2/1 est en cours de révision depuis l'accident de Fukushima. Des changements devraient être apportés aux exigences relatives aux CAD, aux piscines de combustible usé, aux tranches multiples et aux dispositions relatives aux événements externes.

France et Allemagne

Les organismes de réglementation français et allemand n'utilisent pas le terme CAD; ils utilisent cependant un concept similaire qualifié de « catégories de réduction de risque » (CRR).

Ces organismes de réglementation ont préparé conjointement le document *Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression* [5]. Ces directives techniques se fondent sur une collaboration entre l'Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire⁶ (IPSN) français et la Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit (GRS) allemande. Elles définissent les CRR, les règles d'analyse applicables et les critères d'acceptation associés.

Les CRR se répartissent en deux classes :

- CRR-A – défaillances multiples devant être analysées à l'aide de méthodes déterministes en vue de concevoir des mesures additionnelles permettant d'empêcher la fusion du cœur
- accidents graves – quelquefois appelés CRR-B

Les CRR des accidents sont analysées avec des hypothèses moins prudentes que celle appliquées aux CAD. Par exemple, tous les systèmes (sauf ceux impliqués dans la défaillance) peuvent être supposés comme fonctionnels, le critère de défaillance simple n'a pas besoin d'être satisfait et l'équipement n'est pas supposé être indisponible pour cause d'entretien.

Japon

L'Autorité de réglementation nucléaire du Japon élabore actuellement de nouvelles normes en matière de sûreté qui intègrent les leçons tirées de l'accident de Fukushima Daiichi. Ses nouvelles normes de sûreté n'utilisent pas l'expression CAD. Au lieu de cela, lors de l'établissement des exigences de conception, l'expression « AHD hypothétiques » est fréquemment utilisée, indiquant qu'un sous-ensemble d'AHD est pris en considération dans la conception.

Dans le cadre des exigences pour l'analyse et la gestion des accidents graves, le qualificatif « hypothétique » n'est généralement pas utilisé, indiquant que tous les AHD doivent être pris en considération.

Références pour l'annexe B

1. AIEA, Collection normes de sûreté, SSR-2/1, [Sûreté des centrales nucléaires : conception](#), 2012
2. STUK, ébauche du document YVL B.1, [Safety Design of a Nuclear Power Plant](#), 2011
3. Groupe de travail sur la gestion des risques de la Nuclear Regulatory Commission des États-Unis, [A Proposed Risk Management Regulatory Framework](#), 2012
4. Nuclear Regulatory Commission des États-Unis, SECY-13-0132, [U.S. Nuclear Regulatory Commission Staff Recommendation for the Disposition of Recommendation 1 of the Near-Term Task Force Report](#), ML14139A273, 2014-05-19
5. ASN, [Directives techniques pour la conception et la construction de la prochaine génération de réacteurs nucléaires à eau sous pression](#), adoptées lors des séances plénières des experts

⁶ L'IPSN fait maintenant partie de l'Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN)

allemands du GPR tenues les 19 et 26 octobre 2000 (veuillez noter que cette page Web se télécharge automatiquement)

Annexe C : Détermination des CAD

L'autorité responsable de la conception est chargée d'identifier, de sélectionner et de classer les événements ou conditions qui comprennent des CAD. Actuellement, il n'y a pas de moyen reconnu permettant d'identifier les CAD. Une compréhension de la progression d'un accident, des processus et des phénomènes associés s'impose et il est suggéré d'examiner les éléments suivants :

- les principales options de conception et les caractéristiques de conception propres de la centrale, en vue de l'atténuation des AG, et leurs rôles dans l'atteinte des objectifs de gestion des accidents graves (GAG)
- les conditions nécessaires pour la conception des caractéristiques de la centrale devant servir à prévenir et à atténuer les conséquences des AG
- des stratégies de GAG visant à atténuer les défis posés par les AG tout en assurant le fonctionnement fiable des fonctions de sûreté et en permettant de ramener la centrale dans un état de stabilité contrôlé
- la sélection d'événements et de séquences d'accidents représentatifs en vue de déterminer les conditions réelles de conception
- des analyses déterministes d'accident appropriées afin de soutenir la conception

La sélection des CAD peut également être facilitée par :

- les éléments se trouvant dans le cadre de réglementation de la CCSN (comme le REGDOC-2.5.2, *Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires* et le REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de sûreté*)
- une compréhension de la progression d'un accident, des processus et des phénomènes associés
- l'attente que l'objectif final est d'éliminer à toutes fins pratiques les rejets importants

Les six étapes suivantes décrivent le processus proposé pour la détermination et la sélection des CAD. Veuillez noter que la détermination des CAD est vraisemblablement un processus itératif; le point de départ n'est pas particulièrement important.

1) Identifier les caractéristiques de conception envisagées pour prévenir ou atténuer un AHD ou un AG et la définition de leurs rôles.

Ces caractéristiques peuvent comprendre :

- des barrières permettant de retarder ou d'arrêter la progression de l'accident et la migration du corium⁷
- le confinement et les structures de confinement
- les dispositions relatives au blindage
- d'autres équipements ou instruments utilisés pour la GAG

Dans le cadre de la stratégie globale adoptée pour relever les défis et tenir compte des conditions de la centrale ainsi que pour restaurer et continuer d'assurer les fonctions de sûreté, les rôles de chaque caractéristique de conception devraient être clairement définis. L'objectif est d'illustrer qu'on peut raisonnablement s'attendre à ce que ces systèmes

⁷ **Corium** : Mélange en fusion ressemblant à de la lave, composé de parties du cœur du réacteur nucléaire.

fonctionnent comme prévu pour éliminer, à toutes fins pratiques, les rejets radioactifs importants. Cet objectif est essentiel pour déterminer les conditions pour lesquelles ces caractéristiques doivent être conçues, et les motifs justifiant le choix de ces conditions.

2) Déterminer les paramètres de conception des caractéristiques de conception envisagées pour prévenir ou atténuer un AHD ou un AG défini ci-dessus.

Parmi les paramètres de conception habituels, on compte :

- des conditions environnementales, telles que :
 - les paramètres de procédés et les conditions locales – pression, température, humidité, conditions chimiques et conditions de rayonnement
 - les conditions environnementales locales pouvant découler d'un incendie, d'une inondation ou d'un séisme
 - d'autres conditions environnementales causées par des événements externes
- les attentes fonctionnelles pour répondre aux besoins d'exécuter leurs rôles prévus en cas d'accident; par exemple, pour la conception des recombineurs autocatalytiques passifs (RAP) (c.-à-d. pour déterminer le nombre et l'emplacement des unités de RAP), il faudrait des renseignements sur le terme source d'hydrogène, le débit et le lieu du rejet et les schémas de répartition
- l'accès, l'activation, le délai d'exécution, s'il y a lieu
- les ressources d'appui (comme l'électricité ou l'eau) s'il y a lieu, telles que :
 - l'eau d'appoint, y compris les réserves et le point d'injection
 - l'électricité, y compris les charges et la durée de disponibilité

Ces paramètres de conception sont fondés sur l'analyse d'un ensemble d'accidents représentatifs à prendre en compte dans la conception de la centrale, en suivant la méthode de la meilleure estimation. Cet aspect est décrit de façon plus détaillée au paragraphe 6 ci-dessous.

3) Déterminer les facteurs de progression de l'accident (c.-à-d. les conditions mécanistes de la centrale, les processus et les phénomènes que le programme de GAG doit prendre en compte) qui servent à déterminer les valeurs limitatives ainsi que la plage pour le facteur temps et l'amplitude des paramètres requis pour la conception.

Par exemple, la détermination du nombre d'unités de RAP et de leur emplacement requiert des données sur le terme source d'hydrogène ainsi que sur le débit et l'emplacement du rejet d'hydrogène. Ces paramètres sont influencés par le modèle de progression spécifique de l'accident. Le débit de génération d'hydrogène est principalement touché par les conditions suivantes :

- la surface de contact entre la vapeur et le métal qui dépend de la température du combustible et du moment de l'effondrement du cœur
- la température du métal en contact avec la vapeur, qui dépend de la température du combustible et du moment et du débit d'injection d'eau
- l'ampleur, la durée et l'emplacement de l'interaction corium-béton, qui dépend du mouvement du corium, et du refroidissement du corium avant, et après, le début de l'interaction corium-béton

Il s'agit là de certaines des conditions qui ne sont pas prises en considération dans le dimensionnement, mais qui peuvent s'appliquer au processus de conception de la centrale pour les CAD.

4) Déterminer les événements déclencheurs, les erreurs humaines et l'exploitabilité (fonctionnement ou défaillance) des SSC qui servent à déterminer les valeurs limitatives ainsi que la plage des paramètres requis pour la conception.

Il faut déterminer les combinaisons d'événements individuels (les événements déclencheurs, y compris les événements externes, les erreurs humaines et le fonctionnement ou la défaillance des SSC) dont l'occurrence durant un accident générera les conditions limitatives devant être prises en compte dans le processus de conception de la centrale.

Les combinaisons d'événements apparaissant dans la liste précédente devraient être déterminées à partir d'une compréhension de l'influence de la combinaison de divers événements individuels sur la progression des accidents. D'autres conditions pouvant s'avérer pertinentes, comme les conditions initiales de la centrale, devraient être aussi déterminées ici. Il faudrait prendre en considération les incertitudes majeures concernant la progression d'un accident, y compris :

- o le moment des défaillances et le moment du rétablissement des SSC
- o la synchronisation des interventions de l'opérateur
- o le fonctionnement partiel, la défaillance partielle et le rétablissement partiel des SSC

5) Déterminer les scénarios d'accident individuels comprenant des combinaisons d'événements déclencheurs, d'erreurs humaines et de fonctionnement ou de défaillance des SSC.

Ces scénarios d'accident comportent toutes les conditions (étape 3) et tous les événements (étape 4) qui sont requis pour la conception. La détermination des séquences d'accidents individuels peut utiliser les résultats de l'EPS des analyses d'arbre d'événements, s'il y a lieu. Il faut admettre que la méthode d'EPS comporte des limites inhérentes comme l'absence d'une échelle de temps pour les erreurs humaines, les défaillances et les rétablissements, l'incapacité de prendre en compte les fonctionnements partiels ou les défaillances partielles, ou l'absence de modèle de fiabilité humaine adéquat à l'égard des processus décisionnels spécifiques à la GAG. Des précautions s'imposent pour s'assurer que ces limites soient prises en compte et compensées par des justifications, des moyens et des études de sensibilité additionnels.

6) Optimiser l'ensemble de scénarios d'accident en vue de le réduire à un nombre gérable de séquences.

L'ensemble optimisé des scénarios d'accident est l'ensemble qui devrait être pris en considération dans la conception. Les scénarios d'accident de cet ensemble contiennent les conditions et les événements nécessaires pour la conception de stratégies d'atténuation. Les analyses déterministes de ces séquences fourniront les valeurs numériques pour l'ensemble des paramètres de conception déterminés. Ces analyses respecteront les exigences et les orientations énoncées dans le document REGDOC-2.4.1, *Analyse déterministe de sûreté*.

Abréviations

AD	Accident de dimensionnement
AG	Accident grave
AHD	Accident hors dimensionnement
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ALARA	Principe ALARA (de l'anglais <i>as low as reasonably achievable</i>)
ARN	Autorité de réglementation nucléaire japonaise
CAD	Conditions additionnelles de dimensionnement
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CRR	Catégories de réduction des risques
EPS	Étude probabiliste de sûreté
GAG	Gestion des accidents graves
Groupe CSA	Association canadienne de normalisation
GRS	Gesellschaft für Anlagen-und Reaktorsicherheit
IFP	Incident de fonctionnement prévu
IPSN	Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire
LDGAG	Lignes directrices pour la gestion des accidents graves
NRC	Nuclear Regulatory Commission des États-Unis
RAP	Recombineurs autocatalytiques passifs
SSC	Structures, systèmes et composants
STUK	Autorité finlandaise de sûreté nucléaire et de radioprotection

Références

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), *Plan d'action intégré de la CCSN sur les leçons tirées de l'accident nucléaire de Fukushima Daiichi*, 2013
2. CCSN, version 2 du projet RD-337, *Conception de nouvelles centrales nucléaires*, 2012
3. CCSN, REGDOC-2.5.2, [*Conception d'installations dotées de réacteurs : Centrales nucléaires*](#), 2014
4. CCSN, REGDOC-2.3.2 [*Conduite de l'exploitation : Gestion des accidents : Programme de gestion des accidents graves touchant les réacteurs nucléaires*](#), 2013
5. CCSN, REGDOC-2.4.1, [*Analyse déterministe de la sûreté*](#), 2014
6. Agence internationale de l'énergie atomique (AIEA), Guides de sûreté particuliers (Specific Safety Guides, SSG), SSG-2, *Deterministic Safety Analysis for Nuclear Power Plants*, 2009
7. AIEA, Collection Rapports de sûreté (Safety Report Series, SRS), SRS n° 56, *Approaches and Tools for Severe Accident Analysis for Nuclear Power Plants*, 2008
8. CCSN, RD/GD-210, *Programmes d'entretien des centrales nucléaires*, 2012
9. CCSN, RD/GD-98, *Programmes de fiabilité pour les centrales nucléaires*, 2012
10. CCSN, ébauche du document REGDOC-2.3.2, [*Gestion des accidents*](#), 2014
11. CCSN, G-225, *Planification d'urgence dans les installations nucléaires de catégorie I, les mines d'uranium et les usines de concentration d'uranium*, 2001
12. CCSN, RD-353, *Mise à l'épreuve des mesures d'urgence*, 2008
13. CCSN, ébauche du document REGDOC-2.10.1, *Préparation et intervention relatives aux urgences nucléaires*, qui devrait être publié à l'automne 2015
14. CCSN, G-276, *Plan de programme d'ingénierie des facteurs humains*, 2003
15. CCSN, G-278, *Plan de vérification et validation des facteurs humains*, 2003
16. CCSN, DIS-13-01, *Modifications proposées au Règlement sur la radioprotection*, 2013
17. CCSN, INFO-0824, *Rapport du Groupe de travail de la CCSN sur Fukushima*, 2011
18. Gouvernement du Canada, DORS/2000-203, *Règlement sur la radioprotection*, 2000
19. CCSN, RD-360, *Prolongement de la durée de vie des centrales nucléaires*, 2008