



**Consultative
Document**

**Document
de consultation**



Atomic Energy
Control Board

Commission de contrôle
de l'énergie atomique

DOCUMENT DE CONSULTATION C-6

Guide de réglementation proposé

L'ANALYSE DE SÛRETÉ DES
CENTRALES NUCLÉAIRES CANDU

Publication:

Juin 1980

Canada



PRÉFACE

1. Le choix d'emplacement, la conception, la fabrication, la construction, la mise en service, l'exploitation et la mise hors service d'installations nucléaires ou la production, la possession, l'utilisation et l'élimination de substances prescrites, au Canada ou sous contrôle canadien, sont assujettis aux dispositions de la Loi sur le contrôle de l'énergie atomique et de son règlement d'application, dont l'administration relève de la Commission de contrôle de l'énergie atomique (CCEA).
2. En plus du Règlement susmentionné, la CCEA utilise trois catégories de textes de réglementation. En voici une courte description.

Conditions générales d'autorisation de permis - ensemble de conditions types figurant dans tous les permis similaires délivrés par la CCEA, à moins de circonstances exceptionnelles;

Déclarations de principe en matière de réglementation - déclarations laissant clairement entendre que certaines "exigences" qui ne figurent ni dans le Règlement ni dans les conditions des permis sont obligatoires ou que certaines exigences doivent être respectées d'une façon déterminée laissant également entendre que la CCEA se réserve le droit de permettre des écarts ou d'envisager d'autres façons d'en arriver aux mêmes fins, lorsque ces façon semblent convenir; et

Guides de réglementation - directives ou conseils donnés sur tout aspect de la réglementation assurée par la CCEA mais formulés de façon moins rigoureuse que dans les déclarations de principe.

3. Lors de l'élaboration de ses textes de réglementation, la CCEA publie d'abord ses projets à titre de Documents de consultation, afin de connaître les commentaires du secteur nucléaire et du grand public, avant que le projet de texte de réglementation ne paraisse sous sa forme définitive. Dans certains cas, après l'achèvement de la période réservée aux commentaires, la Commission peut faire mettre le Document de consultation à l'essai pratique pour un temps limité. Après cette période d'essai, on demande encore une fois l'opinion du public, avant que le document révisé soit publié sous sa forme définitive.
4. Tout commentaire sur les Documents de consultation et toute suggestion à l'égard de textes de réglementation nouveaux ou déjà appliqués sont les bienvenus; il suffit de les transmettre à la Section du développement des règlements, à la CCEA.
5. On peut se procurer des exemplaires des documents de consultation et des textes de réglementation, dans les deux langues officielles, en s'adressant au Bureau d'information publique. Toute demande de renseignements techniques ou d'interprétation des textes devrait être acheminée au Bureau susmentionné.
6. L'adresse de la CCEA est la suivante:

Commission de contrôle de l'énergie atomique
C.P. 1046
OTTAWA (Ontario)
K1P 5S9
CANADA

n° de téléphone (renseignements): (613) 995-5894



TABLE DES MATIÈRES

PRÉFACE

TABLE DES MATIÈRES

1.0 INTRODUCTION

2.0 DÉFINITIONS

- 2.1 Défaillance importante d'un système fonctionnel
- 2.2 Systèmes spéciaux de sûreté
- 2.3 Actions protectrices des systèmes fonctionnels
- 2.4 Actions favorisant la sûreté
- 2.5 Effets de cause commune
- 2.6 Effets de mode commun
- 2.7 Alimentation électrique normale
- 2.8 Zone d'incendie
- 2.9 Incendie de référence
- 2.10 Coupe-feu

3.0 EXIGENCES FONDAMENTALES

4.0 EXIGENCES GÉNÉRALES CONCERNANT L'ANALYSE DE SÛRETÉ

5.0 RÈGLES À SUIVRE POUR L'ANALYSE DE SÛRETÉ

6.0 EXIGENCES ENVERS LE RAPPORT DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ

- 6.1 Généralités
- 6.2 Exigences particulières supplémentaires
- 6.3 Modèles mathématiques, méthodes de calcul et corrélations

7.0 RÉFÉRENCES

TABLEAU 1 Événements hypothétiques devant satisfaire les doses limites spécifiées au Tableau 2.

TABLEAU 2 Table de classes et conséquences pour l'analyse de sûreté.

TABLEAU 3 Autres événements hypothétiques à étudier.



L'ANALYSE DE SÛRETÉ DES CENTRALES NUCLÉAIRES CANDU

1.0 INTRODUCTION

Ce guide vise les réacteurs CANDU de conception courante. Comme ce guide n'a pas été conçu pour des réacteurs d'autres modèles, il faudra pour tout autre type de réacteur consulter la CCEA avant même qu'une demande pour un permis de construction puisse être faite.

Ce guide entre en vigueur le 1er juillet 1980 et vise toutes les centrales nucléaires ne détenant pas un permis de construction à cette date.

2.0 DÉFINITIONS

2.1 Défaillance importante d'un système fonctionnel

Toute défaillance de l'équipement fonctionnel ou toute procédure qui, en l'absence de l'action d'un système spécial de sûreté, peut entraîner une importante quantité de ruptures de gaine ou bien un dégagement important de substances radioactives hors de la centrale. Aux fins de cette définition:

- (a) Quantité importante de ruptures de gaine désigne toute rupture qui entraîne une augmentation d'au moins 500 curies de la teneur en iode-131 du caloporteur.
- (b) Dégagement important de substances radioactives désigne toute fuite qui produirait chez le membre le plus exposé au public, se trouvant à la périphérie du site ou au-delà, une dose au corps entier supérieure à 0,0005 Sv (50 mrem) ou à 0,005 SV (500 mrem) à la thyroïde, en supposant des conditions météorologiques Pasquill F.

2.2 Systèmes spéciaux de sûreté

Les systèmes spéciaux de sûreté doivent comprendre: le(s) système(s) d'arrêt d'urgence du réacteur, le système de refroidissement d'urgence du coeur, le système de confinement.

2.3 Actions protectrices des systèmes fonctionnels

Actions effectuées par les systèmes fonctionnels susceptibles de réduire la fréquence des défaillances importantes de ces systèmes ou de réduire la fréquence d'intervention des systèmes spéciaux de sûreté.

2.4 Actions favorisant la sûreté

Actions effectuées par l'équipement ou les structures qui assistent ou supportent les actions prises par les systèmes spéciaux de sûreté de façon à limiter les conséquences de défaillances importantes d'un système fonctionnel.

2.5 Effets de cause commune

Effets qui se manifestent dans plusieurs composants de l'équipement ou de la structure et qui ont une même cause. Voici des exemples de cause commune: écrasement d'avion; séisme; tornade; incendie; environnement hostile commun; défauts de conception communs; erreurs communes de fabrication, d'installation, d'exploitation ou d'entretien.

2.6 Effets de mode commun

Effets dus à un manque d'indépendance ou de séparation, de nature physique ou fonctionnelle, entre les systèmes ou leurs composants, ou manoeuvres desdits systèmes.

2.7 Alimentation électrique normale

Energie électrique fournie à la centrale par le(s) turbo-alternateur(s) ou le réseau auquel la centrale est rattachée.

2.8 Zone d'incendie

Partie de la centrale isolée par des coupe-feu.

2.9 Incendie de référence

Incendie le plus violent qui puisse se produire à l'intérieur d'une zone d'incendie.

2.10 Coupe-feu

Cloisons ou un espace libre qui permettent de confiner l'incendie de référence à l'intérieur d'une zone d'incendie. Le coupe-feu peut comporter des moyens actifs et passifs de protection contre l'incendie.

3. EXIGENCES FONDAMENTALES

3.1 Une analyse de sûreté doit être faite afin de démontrer que l'exploitation de la centrale ne constituera pas un risque inadmissible pour le public.

3.2 L'analyse de sûreté doit comprendre:

(a) Une étude de la conception de la centrale, des méthodes d'exploitation et des influences externes potentielles afin d'identifier:

i) toute défaillance importante d'un système fonctionnel due à une défaillance d'un seul composant ou système,

- ii) toute combinaison de défaillances d'un seul composant ou d'un seul système susceptible d'entraîner une défaillance importante d'un système fonctionnel,
- iii) tous les événements mentionnés en i) et ii) survenant en même temps qu'une défaillance ou une indisponibilité de systèmes ou d'équipement dont le fonctionnement atténuerait les conséquences des événements en question,

qui pourraient constituer pour le public un danger égal ou plus élevé que celui présenté par les événements spécifiés au Tableau 1. Cette étude doit englober les événements spécifiés au Tableau 1 et doit démontrer que, dans la mesure du possible, on a tenu compte de toutes les influences externes potentielles, de mécanismes internes pouvant initier des défaillances, des effets de cause commune et des effets de mode commun.

- (b) L'analyse de tous les événements spécifiés au Tableau 1. Cette analyse doit démontrer que les doses limites spécifiées au Tableau 2 ne seront pas dépassées et aussi démontrer, par comparaison avec d'autres événements spécifiés, que les événements ne devraient pas être placés dans le Tableau 1 dans une classe inférieure.
- (c) L'analyse de tous les événements identifiés en 3.2(a) et non spécifiés au Tableau 3. Cette analyse doit satisfaire aux exigences des sections 3.3, 4, 5 et 6, mais les conséquences doivent être déterminées en supposant que la défaillance hypothétique du système de confinement dure cinq jours.

3.3 L'analyse de chacun des événements comme il est demandé en 3.2 doit:

- (a) démontrer que le réacteur peut être rendu et maintenu sous-critique en toute sûreté;
- (b) être poussée jusqu'à ce qu'il soit démontré que le réacteur a atteint un état d'équilibre thermique sûr;
- (c) identifier les sources froides du réacteur sur lesquelles on compte entre le début de la défaillance importante d'un système fonctionnel et le moment où le réacteur atteint un état d'équilibre thermique sûr,
- (d) pour chacune des sources froides identifiées en 3.3(c), identifier les voies par lesquelles la chaleur du combustible du réacteur se rend à la source froide finale et évaluer la quantité de chaleur transmise par chacune des voies;

- (e) déterminer la dose pour le membre du public le plus exposé, à la périphérie du site ou au-delà:
 - i) pendant 30 jours à partir du moment où l'événement se produit, ou
 - ii) jusqu'à ce que le débit de dose ne soit plus supérieur à 0,0001 Sv (10 mrem) par semaine pour le corps entier et à 0,001 Sv (100 mrem) par semaine pour la thyroïde;on prendra la plus longue des deux périodes.
- (f) Démontrer que l'équipement et les structures qui doivent fonctionner à la suite d'un événement peuvent être maintenus en état de fonctionnement.

3.4 Il faut faire une analyse d'une défaillance majeure de tous les appareils sous pression à moins qu'on puisse démontrer que la fréquence prévue d'une telle défaillance soit assez faible pour être acceptable. Pour qu'une telle démonstration soit valable, les exigences minimales suivantes doivent être satisfaites:

- (a) la conception, la fabrication, l'installation et l'exploitation sont conformes aux exigences de la Section III, Classe I, du code de l'ASME et aux autres exigences que la CCEA juge appropriées;
- (b) les raccords aux cuves sont relativement peu nombreux (aux fins de l'analyse de sûreté, les collecteurs du réacteur ne sont pas considérés comme des cuves);
- (c) un programme d'inspection en cours d'exploitation est mis en oeuvre;
- (d) il est défini une longueur de fissure critique telle que sous la pression normale d'exploitation la fuite soit détectable bien avant que la fissure atteigne une telle longueur;
- (e) il existe un dispositif de détection des fuites (dans les conditions définies en 3.4(d)) pour alerter l'opérateur, et il faut qu'il y ait des dispositions prévues concernant les actions à prendre suite à la détection d'une fuite.

4.0 EXIGENCES GÉNÉRALES CONCERNANT L'ANALYSE DE SÛRETÉ

Les exigences suivantes s'appliquent aux événements qui nécessitent une analyse en vertu de la section 3.2.

4.1 Il faut analyser chaque événement en supposant:

- (a) l'utilisation de chaque système d'arrêt d'urgence du réacteur à tour de rôle;

(b) dans le système d'arrêt d'urgence du réacteur considéré disponible, l'utilisation du moins efficace des deux paramètres de déclenchement selon les exigences indiquées dans le troisième ouvrage de référence.

4.2 Il faut analyser chaque événement en supposant successivement la présence et l'absence d'actions de protection par les systèmes fonctionnels, et en considérant une action par les systèmes fonctionnels lorsqu'on ne peut pas démontrer par inspection que de telles actions seraient profitables. Pour les événements spécifiés au Tableau 1, les doses limites de référence spécifiées au Tableau 2, s'appliquent aux deux cas hypothétiques ci-dessus. Pour les événements identifiés selon les exigences données en 3.2(a), on utilisera la même approche.

4.3 L'analyse de chaque événement doit inclure la détermination des éléments applicables parmi les suivants:

- (a) le comportement physique du réacteur en période transitoire;
- (b) le comportement du combustible nucléaire en période transitoire;
- (c) les temps de déclenchement du réacteur pour:
 - i) la gamme complète de puissance du réacteur,
 - ii) la gamme complète de défaillances potentielles pour l'événement;
- (d) les phénomènes transitoires de la pression et de la température dans les appareils sous pression montrant que les limites adéquates de service spécifiées dans le code applicable à ces dispositifs ne sont pas dépassées;
- (e) les phénomènes transitoires de pression, de température et de débit dans les systèmes pressurisés qui influent sur le cours de l'événement;
- (f) les phénomènes transitoires de pression, de température et de débit dans l'enceinte de confinement;
- (g) le dégagement de substances radioactives du combustible;
- (h) le dégagement de substances radioactives dans l'enceinte de confinement;
- (i) la distribution de substances radioactives dans l'enceinte de confinement;
- (j) le dégagement de substances radioactives à l'extérieur de l'enceinte de confinement;
- (k) les actions requises de la part de l'opérateur, les indications permettant de juger de la nécessité de telles actions et l'intervalle de temps entre le moment où est fournie l'indication et le moment où l'opérateur doit commencer l'action.

- 4.4 Les valeurs des paramètres de départ utilisés dans l'analyse de chaque événement doivent être telles que les prévisions des conséquences sont pessimistes et s'appliquent en tout temps en tenant compte:
- (a) des différents états de la centrale pour lesquels les méthodes d'exploitation permettront d'en poursuivre l'exploitation,
 - (b) des incertitudes associées à chaque paramètre.
- 4.5 Les modèles mathématiques et les méthodes de calcul utilisés en conséquence doivent satisfaire aux exigences suivantes:
- (a) permettre des prévisions pessimistes;
 - (b) tenir compte de tous les phénomènes physiques importants;
 - (c) faire appel à des simplifications appropriées et pessimistes qui doivent être justifiées;
 - (d) être d'une précision numérique adéquate prouvée;
 - (e) dans la mesure du possible, être vérifiés dans des conditions d'exploitation ou par des essais appropriés;
 - (f) tenir compte des changements d'efficacité des systèmes fonctionnels dus à l'évènement. Il peut s'agir par exemple:
 - i) de conditions d'ambiance nuisibles telles que vapeur, arrosage, inondation et rayonnement;
 - ii) de changement du rendement des systèmes auxiliaires, comme les systèmes d'alimentation électrique, d'alimentation en eau de refroidissement et d'alimentation pour appareils pneumatiques.
- 4.6 Les corrélations empiriques doivent être basées sur des expériences faites, dans la mesure du possible, dans le domaine d'application des paramètres d'exploitation. L'extrapolation de résultats en dehors du champ couvert par les données expérimentales doit être justifiée.
- 4.7 En l'absence d'un modèle mathématique ou d'une corrélation permettant de simuler un phénomène physique, il faudra supposer des cas limites de façon à pouvoir démontrer que la prévision est pessimiste.
- 4.8 L'analyse de chaque événement doit tenir compte de la perte partielle et totale de la fonction assurée par le composant ou les systèmes dont la défaillance définit l'évènement. Dans le pire cas les doses limites de référence applicables spécifiées au Tableau 2 doivent être respectées. Lorsqu'on analyse seulement le pire cas, il faut indiquer les raisons pour lesquelles il a été choisi.

4.9 L'analyse de chaque événement doit inclure la détermination:

- (a) de la fréquence de l'événement en tenant compte, dans la mesure du possible, de tous les mécanismes de défaillance probables;
- (b) de la séquence probable d'événements consécutive à l'événement pour la période spécifiée en 3.3(e), en tenant compte autant que possible:
 - i) des mécanismes qui provoquent l'événement,
 - ii) des effets de cause commune,
 - iii) des effets de mode commun,
 - iv) des erreurs humaines, et
 - v) de l'indisponibilité de l'équipement.

4.10 L'analyse des événements pour laquelle on veut supposer que le système d'alimentation électrique normale sera disponible sans interruption doit inclure:

- (a) une analyse réalisée en supposant que le système d'alimentation électrique normale est disponible de façon continue, sauf dans les cas où les ouvrages de référence 1, 2 et 3 en indiquent le contraire;
- (b) une analyse de fiabilité déterminant la probabilité que le système d'alimentation électrique normale reste disponible au cours de l'événement, en tenant compte des effets de cause commune et des effets de mode commun;
- (c) une analyse réalisée en supposant une panne de toutes les sources d'alimentation électrique normale du réacteur. Lorsqu'on détermine la classe appropriée pour cet événement particulier, l'hypothèse de la disponibilité du système d'alimentation électrique normale doit tenir compte des résultats de l'analyse de fiabilité faite en 4.10(b) mais la classe ainsi déterminée ne doit pas être supérieure à celle que spécifie le tableau suivant:

Classe de l'événement
initial

Classe de l'événement
particulier

1	3
2	4
3	5
4	5
5	5*

* Lorsqu'on peut montrer que l'occurrence de l'évènement en même temps qu'une panne du système d'alimentation électrique normale est d'une probabilité inférieure à celle prévue pour les événements de classe 5, il n'est pas nécessaire de faire une analyse de la défaillance combinée.

- 4.11 L'analyse des défaillances de tuyaux devra tenir compte à la fois des fissures transversales et des fissures longitudinales en n'importe quel point d'un système.
- (a) Dans le cas d'une défaillance transversale, il faudra faire l'analyse en considérant une aire de fuite pouvant atteindre le double de la section transversale du tuyau.
 - (b) Les défaillances dues à des fissures longitudinales devront aussi être prises en compte et la dimension maximale qui sera postulée pour une fissure devra être justifiée.
- 4.12 L'analyse de tous les événements qui détermine le nombre de ruptures de gaine doit se faire en supposant une fuite maximale des tubes du générateur de vapeur pour laquelle l'arrêt du réacteur n'est pas requis.
- 4.13 L'analyse de chaque événement se fera en supposant seulement le maintien en état de fonctionnement de l'équipement qui a été reconnu pouvoir les supporter.
- 4.14 Dans l'analyse de chaque événement, l'efficacité de l'équipement définie par hypothèse doit être basée sur:
- (a) la disponibilité opérationnelle minimale visée, dans le cas des systèmes fonctionnels;
 - (b) les critères de rendement minimal admissible spécifiés dans les ouvrages de référence 1, 2 et 3, dans le cas des systèmes spéciaux de sûreté;
 - (c) un rendement présentant un niveau de confiance acceptable.

5.0 RÈGLES À SUIVRE POUR L'ANALYSE DE SÛRETÉ

Le requérant doit définir les règles qui établissent les principes et pratiques qui seront adoptés pour l'analyse de sûreté afin qu'on puisse s'assurer que sont satisfaites les exigences des sections 3 et 4. Ces règles doivent être approuvées par la CCEA et doivent inclure entre autres:

- (a) la méthode pour vérifier la conception de la centrale, des méthodes d'exploitation et des influences externes potentielles, pour qu'on puisse s'assurer que sont satisfaites les exigences spécifiées en 3.2(a).
- (b) La méthode pour catégoriser les événements du Tableau 1 et leurs combinaisons en accord avec 3.2(a).
- (c) La méthode utilisée pour tenir compte des effets de cause commune et des effets de mode commun.

- (d) Les hypothèses concernant les actions favorisant la sûreté et les actions protectrices des systèmes fonctionnels.
- (e) Les hypothèses concernant les réactions (réussite et échec) de tous les systèmes, équipements et structures reliés du point de vue opérationnel et fonctionnel.
- (f) L'application des limites de service du code applicable aux appareils sous pression aux événements définis en 3.2.
- (g) La réponse supposée de l'opérateur en tenant compte d'éléments comme les indications de la centrale, le temps de réponse et les méthodes.
- (h) L'évaluation d'effets subséquents pouvant résulter de ruptures de systèmes ou composants sous pression, tels que ceux dus à l'effet de fouet d'un tuyau, les forces de collision du jet, l'inondation, le rayonnement et une hausse considérable de la température.
- (i) Les méthodes de sélection des valeurs des paramètres de départ pour qu'on puisse s'assurer que sont satisfaites les exigences spécifiées en 4.4. Ces méthodes toucheront entre autres les paramètres suivants:

les conditions météorologiques,
la puissance du réacteur,
la puissance maximale d'un canal
l'inventaire des produits de fission du cœur,
la teneur en tritium du modérateur,
le mode d'exploitation de la centrale ("réacteur prioritaire"
ou "turbine prioritaire"),
le débit dans le cœur du réacteur,
la température et la pression du système caloporteur
primaire du réacteur,
la pression et le niveau dans les générateurs de vapeur,
le niveau d'eau dans le réservoir du système d'arrosage,
le coefficient de réactivité dû au vide du caloporteur,
les retards du signal de déclenchement,
les caractéristiques des barres d'arrêt,
le coefficient de température du combustible, et
la distribution du flux dans le cœur.

- (j) L'utilisation de modèles mathématiques, des méthodes de calcul qui s'y rattachent et des corrélations empiriques qui satisfont aux exigences spécifiées en 4.5, 4.6 et 4.7.
- (k) Les hypothèses faites dans l'analyse portant sur le fonctionnement des dispositifs de protection contre les suppressions, particulièrement en ce qui a trait:
 - aux défaillances d'ouverture,
 - aux défaillances de fermeture.

6.0 EXIGENCES ENVERS LE RAPPORT DE L'ANALYSE DE SÛRETÉ

6.1 Généralités

6.1.1 Il faut présenter à la CCEA assez de renseignements pour montrer que l'on satisfait aux exigences des sections 3, 4 et 5 de sorte qu'il soit possible d'évaluer de façon indépendante et globale si l'analyse est adéquate et acceptable.

6.2 Exigences particulières supplémentaires

Le rapport d'analyse devra inclure pour chacun des événements spécifiés en 3.2:

- (a) une liste des hypothèses et données de départ;
- (b) une estimation de l'incertitude que comportent les résultats et une identification des facteurs qui y contribuent;
- (c) une liste des facteurs considérés comme étant pessimistes (elle devrait inclure les facteurs considérés comme tels dans les corrélations, les modèles mathématiques et les taux de défaillance ainsi qu'une explication pour les valeurs choisies);
- (d) une liste des modèles mathématiques, des méthodes de calcul et des corrélations utilisés, indiquant la portée et les conditions d'utilisation de chacun;
- (e) une liste des paramètres auxquels les résultats sont relativement sensibles, y compris le degré de sensibilité de chacun;
- (f) l'identification des simplifications et approximations utilisées dans les modèles mathématiques et les méthodes de calcul;
- (g) une estimation de la précision numérique des méthodes de calcul.

6.3 Modèles mathématiques, méthodes de calcul et corrélations

Il faut décrire et présenter à la CCEA tous les modèles mathématiques, méthodes de calcul et corrélations utilisés dans l'analyse de sûreté de la centrale, en indiquant toute information qui a servi de base aux modèles. Dans le cas de modèles traités par ordinateur, il faut présenter les descriptions des programmes ainsi que les listes typiques provenant de l'ordinateur.

7.0 RÉFÉRENCES

Référence 1

Guide des Exigences de la CCEA, "Les Systèmes de Confinement des Centrales Nucléaires CANDU"

Commission de contrôle de l'énergie atomique - juin 1980

Référence 2

Requirements for Emergency Core Cooling Systems for CANDU Nuclear Power Plants

Atomic Energy Control Board - November 27, 1979.

Référence 3

Requirements for Shutdown Systems for CANDU Nuclear Power Plants

Atomic Energy Control Board - January 2, 1980

TABLEAU 1

Evénements hypothétiques devant satisfaire les doses limites spécifiées au Tableau 2

NOTES

- (a) Tous les événements du présent tableau ne s'appliquent pas nécessairement à la conception particulière d'un réacteur.
- (b) Lorsque plusieurs systèmes fonctionnels sont prévus pour une fonction, chacun séparément, et lorsque l'on peut montrer qu'ils sont suffisamment indépendants et différents pour que la défaillance de l'un ne puisse pas entraîner celle d'un (des) autre(s), alors on peut supposer qu'un seul est défaillant quand se produit une défaillance de système fonctionnel.
- (c) Pour les événements multiples avec défaillance de sous-systèmes des systèmes spéciaux de sûreté, on suppose que les sous-systèmes sont suffisamment indépendants et différents pour que chacun puisse être considéré comme un système spécial de sûreté aux fins de l'analyse de sûreté. Lorsqu'on ne peut pas montrer qu'il y a une telle indépendance et une telle différence, il faut supposer dans l'analyse qu'il y a défaillance de tous ces sous-systèmes. (Par exemple, dans la classe 5, une défaillance de conduite d'alimentation doit être analysée avec une défaillance du refroidissement rapide des générateurs de vapeur et séparément avec une défaillance des dispositifs d'isolement des interconnexions entre les boucles principales du système caloporteur primaire du réacteur à se fermer. Si l'indépendance et les différences entre les sous-systèmes de refroidissement rapide et l'isolement des boucles sont insuffisants, alors une défaillance de conduite d'alimentation doit être analysée avec une défaillance du refroidissement rapide et avec une défaillance de l'isolement des boucles.)
- (d) Lorsque plusieurs sous-systèmes d'un système spécial de sûreté sont prévus pour une fonction de sûreté et que chacun est bien indépendant et différent des autres, alors on peut considérer chacun comme un système spécial de sûreté aux fins de l'analyse de sûreté. Dans le cas de telles conceptions, pour les événements spécifiant la défaillance d'une fonction d'un système spécial de sûreté on peut ne tenir compte que de la défaillance de chacun des sous-systèmes tour à tour.

Classe 1

- Défaillance de contrôle¹
- Défaillance du système normal d'alimentation électrique
- Défaillance du débit d'eau d'alimentation normal des générateurs de vapeur
- Défaillance d'un débit d'eau de service²
- Défaillance du système d'air d'instrumentation
- Défaillance de débit du système du modérateur
- Rejet de charge du turbo-alternateur
- Machine de chargement se séparant du réacteur sans que le bouchon de fermeture d'un canal de combustible ait été remplacé
- Défaillance d'un seul tube d'un générateur de vapeur
- Défaillance résultant de l'ouverture des soupapes de sûreté instrumentées, du système caloporteur primaire du réacteur
- Défaillance du refroidissement de la machine de chargement lorsque, éloignée du réacteur, elle contient un chargement complet de combustible irradié
- Défaillance entraînant l'ouverture d'une soupape de sûreté dans un système³ de confinement de type pression subatmosphérique
- Défaillance en un point quelconque d'une petite conduite raccordée au système caloporteur primaire du réacteur (comme une conduite d'instrumentation où le sertissage est la méthode acceptée d'isolement⁴).

Classe 2

- Défaillance en un point quelconque de tout tuyau d'alimentation d'un canal de combustible (normée à partir de maintenant "défaillance de conduite d'alimentation")
- Défaillance du raccord d'extrémité de n'importe quel canal de combustible (normée à partir de maintenant "défaillance de raccord d'extrémité")

Défaillance du tube de force de n'importe quel canal de combustible suivie immédiatement de la défaillance du tube de calandre dans lequel passe le tube de force (nommée à partir de maintenant "défaillance de tube de force et de tube de calandre")

Blocage du débit dans un canal de combustible du réacteur
Grippage d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur

Défaillance entraînant l'ouverture de soupapes de sûreté instrumentées, du système caloporteur primaire du réacteur + défaillance des soupapes de sûreté du réservoir de vidange à se refermer

Défaillance de tous les joints mécaniques d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur

Défaillance en un point quelconque de tout tuyau ou composant du système qui contrôle le volume et la pression dans le système caloporteur primaire du réacteur

Défaillance en un point quelconque de tout tuyau des systèmes d'eau de service

Incendies de référence

Classe 3

Défaillance en un point quelconque d'une conduite du système caloporteur primaire du réacteur, en considérant l'ampleur des défaillances à partir de celle qui est supérieure à une conduite d'alimentation d'un canal de combustible et jusqu'à et incluant le plus gros tuyau dudit système (nommée à partir de maintenant "majeur APFC (accident dû à la perte de fluide caloporteur) du système caloporteur primaire du réacteur⁵")

Défaillance d'un grand nombre de tubes des générateurs de vapeur⁶

Défaillance en un point quelconque de tout tuyau ou collecteur véhiculant de la vapeur des générateurs de vapeur aux turbo-alternateurs

Défaillance en un point quelconque de tout tuyau ou collecteur véhiculant de l'eau d'alimentation vers les générateurs de vapeur

Défaillance en un point quelconque de toute conduite du système du modérateur du réacteur

Défaillance de contrôle du système de contrôle du volume et de la pression du système caloporteur primaire du réacteur + défaillance des soupapes de sûreté instrumentées, du système caloporteur primaire du réacteur à ouvrir

Défaillance du raccord d'extrémité de tout canal de combustible suivie immédiatement de la défaillance du tube de réseau du bouclier d'extrémité dans lequel passe le raccord d'extrémité (nommée dorénavant "défaillance de tube de réseau et de raccord d'extrémité")⁷

Séisme hypothétique fondamental

Défaillance d'un grand nombre de tubes de tout échangeur de chaleur, à l'exception des générateurs de vapeur, raccordé au système caloporteur primaire du réacteur⁸

Classe 4

Machine de chargement se séparant du réacteur sans que le bouchon de fermeture du canal de combustible ait été remplacé plus, tour à tour, chacune des suivantes:

- défaillance du dispositif d'injection du système de refroidissement d'urgence
- défaillance des dispositifs d'isolement sur les interconnexions entre les boucles du système caloporteur primaire du réacteur à se fermer
- défaillance du refroidissement rapide des générateurs de vapeur
- une porte ouverte du sas ou de la chambre de transfert qui entraîne les pires rejets de substances radioactives hors du confinement, et joints de la seconde porte dégonflés
- défaillance des dispositifs d'isolement du confinement associés à un seul sous-système de confinement pour le sous-système le plus critique quant aux émissions radioactives provenant du confinement à se fermer
- fonctionnement à capacité réduite du matériel de refroidissement de l'ambiance du confinement
- pour un système de confinement de type pression subatmosphérique, défaillance d'une batterie de soupapes de sûreté et fonctionnement de la deuxième batterie au minimum acceptable pour la poursuite du fonctionnement de la centrale

- pour un système de confinement de type pression subatmosphérique, défaillance des soupapes de sûreté de dérivation à ouvrir lorsque la pression dans le collecteur des soupapes augmente ou diminue
- la fuite la plus importante du confinement qui pourrait ne pas être détectée rapidement par un système de surveillance ou la fuite la plus importante pour laquelle la poursuite du fonctionnement du réacteur pour plus de quatre heures serait proposée
- défaillance du système d'arrosage du confinement en supposant la plus grave des deux défaillances suivantes:
 - i) un arrosage s'est produit avant l'accident
 - ii) le système d'arrosage ne fonctionne pas après l'accident

Défaillance du refroidissement de la machine de chargement lorsque, éloignée du réacteur, elle contient un chargement complet de combustible irradié, plus chacune des défaillances suivantes tour à tour:

- défaillance des dispositifs d'isolement du confinement associés à un seul sous-système de confinement pour le sous-système le plus critique quant aux émissions radioactives provenant du confinement à se fermer
- une porte ouverte du sas ou de la chambre de transfert qui entraîne les pires rejets de substances radioactives hors du confinement, et joints de la seconde porte dégonflés

Défaillance de l'arbre d'entraînement d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur

Classe 5

Défaillance à l'intérieur du confinement de toute conduite ou collecteur véhiculant de la vapeur des générateurs de vapeur aux turbo-alternateurs

Défaillance en un point quelconque de toute conduite ou collecteur véhiculant de l'eau d'alimentation vers les générateurs de vapeur plus

Défaillance de tous les joints mécaniques d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur plus

Défaillance d'une conduite d'alimentation plus

Blocage du débit dans un canal de combustible du réacteur	plus
Défaillance de raccord d'extrémité	plus
Défaillance de raccord d'extrémité et de tube de réseau	plus
Défaillance de tube de force et de tube de calandre	plus
Majeur APFC du système caloporteur primaire du réacteur	plus
Défaillance en un point quelconque d'un tuyau dans un système qui contrôle la pression et le volume du système caloporteur primaire du réacteur	plus

Chacune des défaillances suivantes tour à tour:

- défaillance du dispositif d'injection du système de refroidissement d'urgence
- défaillance des dispositifs d'isolement sur les interconnexions entre les boucles du système caloporteur primaire du réacteur à se fermer
- défaillance du refroidissement rapide des générateurs de vapeur
- une porte ouverte du sas ou de la chambre de transfert qui entraîne les pires rejets de substances radioactives hors du confinement, et joints de la seconde porte dégonflés
- défaillance des dispositifs d'isolement du confinement associés à un seul sous-système de confinement pour le sous-système le plus critique quant aux émissions radioactives du confinement à se fermer
- fonctionnement à capacité réduite du matériel de refroidissement de l'ambiance du confinement
- pour un système de confinement de type pression subatmosphérique, défaillance d'une batterie de soupapes de sûreté et fonctionnement de la deuxième batterie au minimum acceptable pour la poursuite du fonctionnement de la centrale
- pour un système de confinement de type pression subatmosphérique, défaillance des soupapes de sûreté de dérivation à ouvrir lorsque la pression dans le collecteur des soupapes augmente ou diminue

- la fuite la plus importante du confinement qui pourrait ne pas être détectée rapidement par un système de surveillance ou la fuite la plus importante pour laquelle la poursuite du fonctionnement du réacteur pour plus de quatre heures serait proposée
- défaillance du système d'arrosage du confinement en supposant la plus grave des deux défaillances suivantes:
 - i) un arrosage s'est produit avant l'accident
 - ii) le système d'arrosage ne fonctionne pas après l'accident

Défaillance d'un grand nombre de tubes des générateurs de vapeur⁹, plus chacune des défaillances suivantes tour à tour:

- défaillance du refroidissement rapide des générateurs de vapeur
- défaillance du dispositif d'injection du système de refroidissement d'urgence
- défaillance des dispositifs d'isolement sur les interconnexions entre les boucles du système caloporteur primaire du réacteur à se fermer
- défaillance des dispositifs d'isolement de la conduite véhiculant la vapeur provenant des générateurs de vapeur à se fermer

Défaillance d'un grand nombre de tubes d'un quelconque échangeur de chaleur à l'exception des générateurs de vapeur, raccordé au système caloporteur primaire du réacteur¹⁰, plus chacune des défaillances suivantes tour à tour:

- défaillance du refroidissement rapide des générateurs de vapeur
 - défaillance du dispositif d'injection du système de refroidissement d'urgence
 - défaillance des dispositifs d'isolement sur les interconnexions entre les boucles du système caloporteur primaire du réacteur à se fermer
 - défaillance des dispositifs d'isolement sur les conduites véhiculant l'eau de service entrant et sortant des échangeurs de chaleur à se fermer
- Séisme hypothétique fondamental plus chacune des défaillances suivantes tour à tour:
- une porte ouverte du sas ou de la chambre de transfert qui entraîne les pires rejets de substances radioactives hors du confinement, et joints de la seconde porte dégonflés

- défaillance des dispositifs d'isolement du confinement associés à un seul sous-système de confinement pour le sous-système le plus critique pour les émissions radioactives du confinement à se fermer
- fonctionnement à capacité réduite du matériel de refroidissement de l'ambiance du confinement
- pour un système de confinement de type pression subatmosphérique, défaillance d'une batterie de soupapes de sûreté et fonctionnement de la seconde batterie au minimum acceptable pour la poursuite du fonctionnement du réacteur
- pour un système de confinement de type pression subatmosphérique, défaillance des soupapes de sûreté de dérivation à ouvrir lorsque la pression dans le collecteur des soupapes augmente ou diminue
- la fuite du confinement la plus importante qui pourrait ne pas être détectée rapidement par un système de surveillance, ou la fuite la plus importante pour laquelle la poursuite du fonctionnement du réacteur pour plus de quatre heures serait proposée
- défaillance du système d'arrosage du confinement en supposant la plus grave des deux défaillances suivantes:
 - i) un arrosage s'est produit avant le séisme hypothétique fondamental
 - ii) le système d'arrosage ne fonctionne pas après le séisme hypothétique fondamental

Blocage du débit dans un canal de combustible du réacteur plus

Défaillance de raccord d'extrémité plus

Défaillance de tube de force et de tube de calandre plus

Défaillance de conduite d'alimentation plus

- pour un confinement de type pression subatmosphérique, la pression dans la chambre principale de l'enceinte sous vide est celle de l'extérieur avant l'accident

Rejet de la charge du turbo-alternateur + défaillance du régulateur de la turbine

Bris de la turbine

Tornade hypothétique de référence

Défaillance du joint mécanique entre le couvercle et le corps d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur

Chute d'une lourde charge sur les mécanismes de réactivité du réacteur¹¹

Défaillance d'un support de générateur de vapeur¹¹

Défaillance majeure du corps d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur¹¹

Défaillance majeure du couvercle d'une pompe du système caloporteur primaire du réacteur¹¹

Défaillance majeure du tunnel d'entrée de l'eau de refroidissement de la centrale¹¹

RENOIS

1. "Défaillance de contrôle" signifie que le matériel de contrôle n'est plus en mesure de maintenir le fonctionnement du système ou de l'équipement dans un état préétabli. Elle doit inclure ce qui suit.
 - 1.1 Défaillance du contrôle de la réactivité, incluant:
 - a) addition de réactivité positive à tous les niveaux de puissance pour des configurations normales et déformées du flux neutronique et pour une gamme de taux d'augmentation allant jusqu'au taux maximum vraisemblable
 - b) addition de réactivité positive pour obtenir un taux logarithmique constant pour une gamme de taux logarithmiques allant jusqu'à une valeur légèrement inférieure du point pour lequel les dispositifs automatiques de détection des neutrons des systèmes spéciaux de sûreté arrêteraient le réacteur
 - c) addition de réactivité positive pour une gamme de taux allant jusqu'au taux maximum vraisemblable, pendant que le réacteur est sous-critique.
 - 1.2 Défaillance du système de contrôle par ordinateur (sauf ce qui est couvert en 1.1 ci-dessus), incluant:
 - i) défaillance à contrôler un seul paramètre
 - ii) défaillance soudaine et totale du système de contrôle par ordinateur
 - iii) détérioration graduelle du système de contrôle par ordinateur conduisant à une défaillance totale dudit système*
 - iv) défaillance à contrôler plusieurs paramètres*

* Les cas spécifiques appartenant à ces catégories peuvent être placés dans d'autres classes que la classe 1.

v) erreurs de programmation*

- 1.3 Défaillance de chaque système de contrôle analogique.
 2. "Eau de service" est l'eau normalement amenée de la mer, d'un lac ou d'un cours d'eau et utilisée directement pour le refroidissement d'équipement de la centrale.
 3. Il faut montrer que cet événement n'entraîne pas de défaillance du système fonctionnel ou qu'il n'endommage pas les systèmes spéciaux de sûreté.
 4. Il faut montrer que la dose limite de référence ne sera pas dépassée au cours de la période pendant laquelle le réacteur est arrêté du fait de la défaillance et pendant laquelle le sertissage est exécuté. On ne doit pas supposer que le système qui contrôle le volume et la pression du système caloporteur primaire du réacteur fonctionnera au cours de cette période.
 5. On doit supposer dans l'analyse que les pompes du système caloporteur primaire du réacteur ne continuent pas de fonctionner à moins qu'on puisse montrer à la satisfaction de la CCEA que:
 - a) les pompes du système caloporteur primaire sont qualifiées pour fonctionner dans les conditions d'un APFC majeur;
 - b) les effets de cavitation n'entraîneront pas l'arrêt des pompes du système caloporteur primaire;
 - c) des consignes administratives assurent que les pompes ne seront pas arrêtées pendant la partie de l'événement où on suppose qu'elles fonctionnent sans interruption.
- Lorsque ce qui précède est montré à la satisfaction de la CCEA, un APFC majeur du système caloporteur primaire du réacteur combiné à l'arrêt des pompes doit être considéré comme un événement de classe 4.
6. Pour cet événement, les conséquences de la défaillance d'un grand nombre de tubes des générateurs de vapeur doivent être déterminées, avec justification du nombre de tubes choisi. Enfin, il faut établir:
 - a) le nombre de tubes des générateurs de vapeur qui doivent être défaillants de façon à excéder la capacité du système de contrôle de la pression et du volume du système caloporteur primaire du réacteur, en supposant qu'il fonctionne tel que prévu.
 - b) le nombre de défaillances de tubes des générateurs de vapeur qui correspond à un nombre calculable de ruptures de gaine.
 7. Cette analyse n'est pas nécessaire si on peut montrer qu'un tube de réseau ne peut devenir défaillant par suite de la défaillance du raccord d'extrémité ou du tube de force de n'importe quel canal de combustible.

8. Les conséquences d'une défaillance d'un grand nombre de tubes des échangeurs de chaleur doivent être déterminées, avec justification du nombre de tubes choisi.
9. Le nombre de tubes défaillants des générateurs de vapeur doit être celui qui a été déterminé au renvoi 6.
10. Le nombre de tubes défaillants des échangeurs de chaleur doit être celui qui a été déterminé au renvoi 8.
11. Pour chacun de ces événements, on doit montrer:
 - a) que les conséquences ne dépassent pas les doses limites de référence de la classe 5, et
 - b) que l'événement hypothétique ne doit pas être considéré comme un événement de référence pour fins d'analyse et par conséquent qu'il ne justifie pas une analyse des conséquences.

Pour être recevables, les arguments invoqués à l'appui de la preuve doivent inclure:

- les caractéristiques de la conception, de la construction, de l'installation et de l'exploitation;
- la fréquence prévue des défaillances fondée sur des données acquises en cours d'exploitation ou sur des extrapolations raisonnables en découlant.

TABLEAU 2

Table de classes et conséquences
pour l'analyse de sûreté

Le tableau ci-dessous précise les doses maximales admissibles pour le membre du public le plus exposé à la périphérie du site ou au-delà pour chaque classe d'événements hypothétiques.

Dose limite de référence

<u>Classe</u>	<u>Corps entier</u>	<u>Thyroïde</u>
1*	0,0005 Sv (50 mrem)	0,005 Sv (500 mrem)
2*	0,005 Sv (500 mrem)	0,05 Sv (5 rem)
3	0,03 Sv (3 rem)	0,3 Sv (30 rem)
4	0,1 Sv (10 rem)	1,0 Sv (100 rem)
5	0,25 Sv (25 rem)	2,5 Sv (250 rem)

* Il faut montrer que les événements des classes 1 et 2 autres que ceux du canal unique ne sont pas accompagnés de ruptures systématiques des gaines du combustible.

TABLEAU 3

Autres événements hypothétiques à étudier

Les événements du tableau 3 sont les défaillances uniques combinées à des dégradations majeures du confinement qui pourraient entraîner de très importantes émissions de substances radioactives hors du confinement. Ces événements ne sont pas considérés dans le Tableau 1 à cause de leur très faible fréquence d'occurrence.

Cependant, dans l'intérêt d'une évaluation complète du risque de la centrale pour le public, les conséquences de ces événements de très faible probabilité doivent être déterminées. La CCEA jugera de l'acceptabilité des conséquences de ces événements sur la base d'une étude de chaque cas.

Blocage du débit dans n'importe quel canal de combustible du réacteur	plus
Défaillance de raccord d'extrémité	plus
Défaillance de tube de force et de tube de calandre	plus
Majeur APFC du système caloporteur primaire du réacteur	plus

Chacune deux défaillances suivantes tour à tour:

- défaillance totale de l'équipement de refroidissement de l'atmosphère du confinement
- ouverture des deux portes du sas ou de la chambre de transfert qui entraîne les pires rejets de substances radioactives hors du confinement.