



Document d'orientation sur les analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires

GD-310



Document d'orientation sur les analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires
Document d'orientation GD-310

© Ministre de Travaux publics et Services gouvernementaux Canada 2012
Numéro de catalogue : CC172-85/2012F-PDF
ISBN : 978-1-100-99008-8

Publié par la Commission canadienne de sûreté nucléaire

La reproduction d'extraits du présent document à des fins personnelles est autorisée à condition d'en indiquer 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 CCSN.

Also available in English under the title: *Guidance on Safety Analysis for Nuclear Power Plants*

Disponibilité du présent document

On peut consulter le document sur le site Web de la Commission canadienne de sûreté nucléaire à suretenucleaire.gc.ca

Pour commander un exemplaire, en français ou en anglais, veuillez communiquer avec :

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

Téléphone : 613-995-5894 ou 1-800-668-5284 (au Canada seulement)
Télécopieur : 613-995-5086
Courriel : info@cnsccsn.gc.ca
Site Web : suretenucleaire.gc.ca

Historique de publication :

Mars 2012 Version 1.0
Juin 2011 Version provisoire aux fins de consultation publique

Préface

Le document d'orientation GD-310, *Document d'orientation sur les analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, explique comment respecter les exigences établies dans le document d'application de la réglementation RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*. La CCSN s'attend à ce que les promoteurs et les demandeurs de permis pour la construction de nouveaux réacteurs appliquent les dispositions du document d'application de la réglementation RD-310 à leurs demandes de construction. Pour les centrales nucléaires déjà existantes, la CCSN s'attend que les détenteurs actuels de permis se conforment progressivement aux exigences du RD-310 concernant les programmes pertinents dans leurs demandes futures.

Dans la mesure du possible, les directives fournies dans le présent document sont neutres sur le plan technologique pour les réacteurs refroidis à l'eau. Le présent document expose les critères requis pour s'assurer que les rapports d'analyse déterministe de la sûreté démontrent clairement la sûreté de la centrale nucléaire. Il fournit des informations sur la préparation et la présentation des rapports d'analyse de la sûreté, y compris la sélection des événements à analyser, les critères d'acceptation, les méthodes d'analyse, la documentation, ainsi que la revue et la mise à jour de l'analyse de la sûreté.

Le présent document fournit des directives fondées sur la méthode de classification des accidents en fonction du risque. Cette méthode tient compte d'un éventail d'événements possibles et notamment ceux qui ont des conséquences potentielles les plus importantes pour la population.

Les principes et éléments clés utilisés dans l'élaboration du présent guide d'orientation sont conformes aux normes nationales et internationales.

Aucune information contenue dans le présent guide ne doit être interprétée comme dégageant le titulaire de permis de ses obligations. Il incombe au titulaire de permis de recenser l'ensemble des règlements et des conditions de permis applicables et de s'y conformer.

Table des matières

1.	Objet.....	1
2.	Portée	1
3.	Législation applicable	1
4.	Objectifs de l'analyse de la sûreté	2
4.1	Rôles de l'analyse déterministe de la sûreté	3
4.2	Objectifs de l'analyse déterministe de la sûreté.....	3
4.3	Rôle de l'analyse déterministe de la sûreté dans la confirmation de la défense en profondeur.....	4
5.	Conseils sur les exigences de l'analyse de la sûreté.....	5
5.1	Responsabilités	5
5.2	Événements à analyser.....	6
5.2.1	Identification des événements.....	6
5.2.2	Portée des événements.....	7
5.2.3	Classification des événements	10
5.3	Critères d'acceptation	14
5.3.1	Exploitation normale.....	14
5.3.2	Incidents de fonctionnement prévus et accidents de dimensionnement	14
5.3.3	Accidents hors dimensionnement	16
5.3.4	Critères d'acceptation relatifs aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents de dimensionnement	17
5.4	Hypothèses et méthodes d'analyse de la sûreté	18
5.4.1	Dispositions générales	18
5.4.2	Méthode d'analyse.....	18
5.4.3	Données d'analyse.....	22
5.4.4	Hypothèses utilisées pour l'analyse.....	23
5.4.5	Programmes informatiques.....	31
5.4.6	Conservatisme dans l'analyse.....	34
5.5	Documentation de l'analyse de la sûreté	35
5.6	Revue et mise à jour de l'analyse de la sûreté	36
5.6.1	Revue des résultats de l'analyse de la sûreté	36
5.6.2	Mise à jour de l'analyse de la sûreté.....	37

5.7	Qualité de l'analyse de la sûreté	38
Annexe A : Extrants de l'identification et de la classification des événements		39
Annexe B : Exemples de critères d'acceptation dérivés		46
B.1	Incidents de fonctionnement prévus (IFP).....	46
B.2	Accident de dimensionnement.....	47
Abréviations.....		50
Glossaire.....		51
Renseignements supplémentaires		55

Document d'orientation sur les analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires

1. Objet

Le présent document d'orientation clarifie les exigences réglementaires du document d'application de la réglementation RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*. Il fournit les informations nécessaires pour assurer que les analyses déterministes de la sûreté pertinentes sont effectuées, en vue de démontrer la sûreté des installations nucléaires. Ces informations aident à la réalisation, la vérification et l'approbation des analyses déterministes de la sûreté.

2. Portée

Le présent document fournit des informations sur la préparation et la présentation des rapports l'analyse déterministe de la sûreté, y compris la sélection des événements à analyser, les critères d'acceptation, les méthodes d'analyse, la documentation, ainsi que la revue et la mise à jour des analyses de la sûreté.

Le document GD-310 vise les études déterministes de sûreté. Les études probabilistes de la sûreté sont traitées dans la norme d'application de la réglementation S-294, *Études probabilistes de la sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*.

Les exigences et directives réglementaires liées à la manutention sûre des matières fissiles à l'extérieur du cœur du réacteur sont décrites dans le document d'application de la réglementation RD-327, *Sûreté en matière de criticité nucléaire*, et le document d'orientation connexe GD-327, *Directives de sûreté en matière de criticité nucléaire*.

3. Législation applicable

Les articles de la *Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires (LSRN)* et des règlements connexes qui s'appliquent au présent document d'orientation sont les suivants :

- Le paragraphe 24(4) de la *LSRN*, selon lequel la Commission ne peut délivrer, renouveler ou modifier un permis que si le titulaire de permis ou le demandeur : « (a) est compétent pour exercer les activités visées par la licence ou le permis; (b) prendra, dans le cadre de ces activités, les mesures voulues pour préserver la santé et la sécurité des personnes, pour protéger l'environnement, pour maintenir la sécurité nationale et pour respecter les obligations internationales que le Canada a assumées ».
- Le paragraphe 24(5) de la *LSRN*, qui autorise la Commission à assortir un permis des conditions qu'elle estime nécessaires à l'application de ladite loi.
- L'alinéa 3(1*i*) du *Règlement général sur la sûreté et la réglementation nucléaires*, selon lequel la demande de permis doit comprendre, en plus de tout autre renseignement, « une description et les résultats des épreuves, analyses ou calculs effectués pour corroborer les renseignements compris dans la demande ».
- L'alinéa 5f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, selon lequel la demande de permis de construction d'une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre, en plus de tout autre renseignement, « un rapport préliminaire d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate ».
- L'alinéa 5i) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, selon lequel la demande de permis de construction d'une installation nucléaire de catégorie I doit

- comprendre, en plus de tout autre renseignement, « les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir la construction, l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire [...] ».
- L'alinéa 6c) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, selon lequel la demande de permis d'exploitation d'une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre, en plus de tout autre renseignement, « un rapport final d'analyse de la sûreté démontrant que la conception de l'installation nucléaire est adéquate ».
 - L'alinéa 6h) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, selon lequel la demande de permis d'exploitation d'une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre, en plus de tout autre renseignement, « les effets sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes que peuvent avoir l'exploitation et le déclassement de l'installation nucléaire ».
 - L'alinéa 7f) du *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*, selon lequel la demande de permis de déclassement d'une installation nucléaire de catégorie I doit comprendre, en plus de tout autre renseignement, « les effets que les travaux de déclassement peuvent avoir sur l'environnement ainsi que sur la santé et la sécurité des personnes ».

4. Objectifs de l'analyse de la sûreté

Une évaluation de la sûreté est un processus systématique visant à vérifier que les exigences de sûreté applicables sont respectées dans toutes les phases du cycle de vie d'une centrale nucléaire. Ces évaluations sont exécutées pour divers aspects de la sûreté, de la sécurité et des garanties (comme les pratiques de gestion, l'assurance de la qualité, le rendement humain, la culture de sûreté, la formation, la justesse de la conception, l'analyse de la sûreté, l'aptitude au service des équipements, le plan d'intervention en cas d'urgence, la protection environnementale et la radioprotection).

L'évaluation de la sûreté comprend la réalisation d'une analyse de la sûreté, soit une étude quantitative analytique menée principalement pour démontrer la sûreté d'une centrale nucléaire et la justesse de sa conception et de sa performance. L'analyse déterministe de la sûreté, l'étude probabiliste de la sûreté (EPS) et l'analyse des dangers sont les trois types d'analyse de la sûreté existants.

L'EPS tient compte de la probabilité et des conséquences de divers transitoires et accidents de la centrale. Les principaux objectifs de l'EPS sont de :

- identifier les séquences d'événements qui risquent de compromettre les fonctions de sûreté fondamentales, la perte d'intégrité des structures essentielles, le rejet de radionucléides dans l'environnement et les effets sur la santé du public, ainsi que les probabilités qui s'y rattachent
- élaborer une conception bien équilibrée de la centrale nucléaire
- évaluer les conséquences des modifications apportées aux procédures et/ou aux composants sur la probabilité de dommages au cœur du réacteur

Pour les nouvelles centrales nucléaires, les EPS appuient les analyses déterministes de la sûreté en identifiant des caractéristiques de conception complémentaires destinées à répondre aux accidents graves ou les mesures que les opérateurs peuvent prendre en cas d'accidents graves pour en réduire le risque. Les exigences s'appliquant aux études probabilistes de la sûreté des centrales nucléaires sont présentées dans la norme d'application de la réglementation S-294, Études probabilistes de la sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires. Les EPS complètent les études déterministes de la sûreté.

Une analyse des dangers (tel que l'évaluation des risques d'incendie ou l'évaluation de la marge sismique) démontrera la capacité de la conception à répondre efficacement aux événements plausibles d'origine commune. Cette analyse a pour but de confirmer que la conception des centrales nucléaires contient suffisamment les principes de diversité et de séparation physique pour faire face aux événements plausibles d'origine commune. Elle confirme également que les structures, systèmes et composants (SSC) crédités sont qualifiés pour résister et demeurer fonctionnels durant des événements plausibles d'origine commune, le cas échéant.

Le présent document porte sur l'analyse déterministe de la sûreté et ne traite pas de l'EPS et de l'analyse des risques.

4.1 Rôles de l'analyse déterministe de la sûreté

L'analyse déterministe de la sûreté confirme que la conception répond aux exigences de l'analyse de la sûreté énoncées dans le document RD-310 et aux critères d'acceptation des doses. Elle aide également à démontrer que les objectifs de sûreté sont atteints, que la conception reflète la défense en profondeur efficace et que la conception et l'exploitation de la centrale sont acceptables et robustes.

L'analyse déterministe de la sûreté sert à évaluer le comportement d'une centrale à la suite d'une défaillance hypothétique de l'équipement, d'un événement interne ou externe ou d'une erreur de l'opérateur. En ce qui concerne l'événement analysé, l'analyse déterministe de la sûreté permet de prévoir et de quantifier les menaces à l'intégrité des barrières physiques et la performance des systèmes de la centrale (particulièrement les systèmes de sûreté) afin de prévoir les défaillances des barrières pour les relâches radioactives.

Les méthodes d'analyse déterministe de la sûreté peuvent s'appliquer à un large éventail de modes d'exploitation et d'événements touchant la centrale, y compris l'exploitation normale et le fonctionnement anormal résultant des défaillances de l'équipement, des erreurs des opérateurs et des diverses menaces comme les incendies, les inondations ou les tremblements de terre.

4.2 Objectifs de l'analyse déterministe de la sûreté

1. Confirmer que la conception de la centrale respecte les exigences en matière de conception et de sûreté.

Cela peut être réalisé en :

- démontrant que la centrale, telle qu'elle est construite, peut être exploitée de manière sûre, tout en tenant compte des effets du vieillissement
- démontrant que la conception peut résister et répondre efficacement aux événements initiateurs hypothétiques (EIH) identifiés
- démontrant que les exigences applicables pour la défense en profondeur établies dans le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* sont satisfaites
- prévoyant des conditions environnementales difficiles suite aux incidents de fonctionnement prévus (IFP), aux accidents de dimensionnement (AD) et aux accidents hors dimensionnement (AHD); y compris les accidents graves
- démontrant que les mesures de protection contre les accidents graves sont adéquates (p. ex., dans le cas des attentes de rendement en matière de confinement, de blindage biologique et de criticité nucléaire intempestive).

2. Dériver ou confirmer les conditions et limites opérationnelles qui sont conformes aux exigences relatives à la conception et à la sûreté de la centrale nucléaire.

La norme CSA N290.15-10, Exigences relatives à l'enveloppe d'exploitation sûre des centrales nucléaires fournit des directives s'appliquant à la présente section, notamment :

- les limites de sûreté pour la protection et le contrôle du réacteur
- les limites de sûreté pour les systèmes de sûreté
- les limites et conditions opérationnelles pour les systèmes de contrôle
- les contraintes dues aux procédures pour le contrôle opérationnel des procédés
- la détermination des configurations d'exploitation permises

3. Aider à établir et à valider les procédures et les directives de gestion des accidents.

Les Lignes directrices pour la gestion des accidents graves (LDGAG) en sont un exemple.

4. Aider à démontrer que les objectifs en matière de sûreté – qui peuvent être établis pour limiter les risques posés par la centrale nucléaire – sont atteints.

Pour plus de détails, voir la section 5.3.3.

Les analyses déterministes de la sûreté sont également effectuées pour :

- aider à confirmer ou à valider les stratégies d'interventions identifiées pour rétablissement de la centrale en cas d'IFP ou d'AD
- aider à mettre au point une stratégie d'intervention que suivra l'opérateur dans le cas où les mesures d'intervention automatiques et les procédures d'urgence ne parviennent pas à prévenir un accident grave
- confirmer que les modifications apportées à la conception et à l'exploitation de la centrale n'ont pas d'impact significatif néfaste sur la sûreté
- comprendre les transitoires d'exploitation et les réponses des systèmes de la centrale
- évaluer le terme source et les doses résultant d'accidents graves
- appuyer les programmes d'urgence

4.3 Rôle de l'analyse déterministe de la sûreté dans la confirmation de la défense en profondeur

Il faut confirmer l'application du concept de défense en profondeur à la conception d'une centrale nucléaire, pour assurer que la conception fournira des niveaux de mesures qui se recoupent, de sorte que toute défaillance puisse être compensée ou corrigée sans nuire aux personnes ou au public. Les analyses déterministes de la sûreté jouent un rôle important dans cette confirmation.

Le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* définit cinq niveaux de défense en profondeur. L'application de ces niveaux aux analyses déterministes de la sûreté se fait comme suit :

Niveau 1 : L'objectif est de prévenir les écarts dans les conditions normales de fonctionnement, ainsi que prévenir les défaillances des structures, systèmes et composants (SSC).

Une bonne conception et de bonnes pratiques d'ingénierie permettent de garantir le premier niveau de défense en profondeur.

Niveau 2 : Le deuxième niveau de défense sert à détecter et à réagir aux écarts par rapport aux états d'exploitation normaux afin d'empêcher les IFP de dégénérer en conditions accidentelles, et à remettre la centrale dans son état d'exploitation normale.

Pour garantir le deuxième niveau de défense en profondeur, les IFP sont analysés pour démontrer la robustesse des systèmes de contrôle en arrêtant l'évolution de la plupart des IFP et en prévenant les dommages aux SSC qui ne sont pas impliqués dans l'initiation du IFP, pour assurer que ces SSC demeureront fonctionnelles à la suite du IFP.

Niveau 3 : L'objectif du troisième niveau de défense est de minimiser les conséquences des accidents en fournissant des caractéristiques de sûreté inhérentes, une conception à l'épreuve des défaillances (fail-safe design), de l'équipement additionnel et des procédures d'atténuation.

Pour garantir le troisième niveau de défense en profondeur, les AD (y compris les IFP avec la défaillance du deuxième niveau de défense) sont analysés pour démontrer les capacités des systèmes de sûreté à atténuer toutes conséquences radiologiques résultantes; c.-à-d. pour démontrer le respect des limites de dose prescrites pour les AD (y compris IFP avec la défaillance du deuxième niveau de défense) et des critères d'acceptation dérivés établis pour protéger les barrières contre les rejets de produits de fission. Les IFP et les AD sont aussi analysés afin d'aider à élaborer des procédures d'urgence définissant les actions qui doivent être menées pendant ces événements.

Il est à noter que la combinaison d'un IFP et d'une défaillance indépendante appartenant au niveau 2 d'une défense en profondeur doit être considérée comme un AD et la limite de dose pour les AD s'applique alors.

Niveau 4 – L'objectif du quatrième niveau de défense est de s'assurer que le rejet de matières radioactives causé par des accidents graves demeure au niveau le plus bas qu'il soit possible d'atteindre.

Niveau 5 – L'objectif du cinquième niveau de défense est d'atténuer les conséquences radiologiques des rejets possible de matières radioactives pouvant résulter d'accidents.

Pour garantir les quatrième et cinquième niveaux de défense en profondeur, on procède à l'analyse des AHD. Cette analyse fournit des renseignements relatifs aux accidents graves appuyant la conception et la sûreté des centrales nucléaires, comme le rendement des dispositifs de conception complémentaires dans le cas d'accidents graves ou les mesures que les opérateurs devraient prendre en cas d'accidents graves afin d'en atténuer les conséquences. Cette analyse aide aussi à l'élaboration de lignes directrices pour la gestion des accidents graves.

5. Conseils sur les exigences de l'analyse de la sûreté

5.1 Responsabilités

Conformément aux exigences du document RD-310, le titulaire de permis doit maintenir une capacité de réaliser ou d'obtenir une analyse de la sûreté afin de :

- résoudre les problèmes techniques qui surviennent tout au long de la durée de vie de la centrale
- s'assurer que les exigences pertinentes sont respectées à l'égard de l'analyse de la sûreté élaborée par l'organisation exploitante ou obtenue d'une tierce partie

Un processus formel doit être établi pour évaluer et mettre à jour l'analyse de la sûreté et s'assurer que l'analyse de la sûreté tient compte :

- de la configuration actuelle de la centrale (centrales existantes)
- des limites et conditions d'exploitation actuelles (centrales existantes)
- de l'expérience acquise en matière d'exploitation, y compris celle tirée de l'exploitation d'installations similaires
- des résultats disponibles provenant de la recherche expérimentale, des connaissances théoriques améliorées ou des nouvelles capacités de modélisation afin d'évaluer les impacts possibles sur les résultats des analyses de la sûreté
- des facteurs humains, afin d'assurer que l'on met en jeu des estimations crédibles du rendement humain dans le processus d'analyse

5.2 Événements à analyser

5.2.1 Identification des événements

L'analyse de la sûreté porte sur un ensemble d'événements qui pourraient compromettre les fonctions de la sûreté ou de contrôle de la centrale nucléaire. Sont compris les événements tels que la défaillance des SSC ou les erreurs des opérateurs, ainsi que les événements de cause commune résultant de l'activité humaine ou les événements naturels.

L'analyse de la sûreté pourrait viser les événements simples EIH, les séquences de plusieurs événements reliés ou les combinaisons d'événements indépendants.

L'ensemble d'événements à considérer dans l'analyse de la sûreté est déterminé à l'aide d'un processus systématique qui tient compte :

- des révisions de conception de la centrale en utilisant des méthodes telles que des analyses de risque et d'opérabilité, des modes de défaillance et de leurs effets ainsi que des schémas logiques maîtres
- des listes d'événements élaborées pour l'analyse de la sûreté d'autres centrales nucléaires, si applicables
- de l'analyse des données liées à l'expérience d'exploitation de centrales semblables
- de tout événement requis dans de l'analyse de la sûreté, conformément aux exigences réglementaires (p. ex., le document RD-337, *Conceptions des nouvelles centrales nucléaires*)
- des défaillances de l'équipement, des erreurs humaines et des événements de cause commune décelés itérativement au moyen de l'EPS
- de la fréquence de coupure des événements d'origine commune est compatible pour tous les événements

La liste des événements identifiés doit être examinée itérativement aux fins d'exactitude et d'exhaustivité à mesure que se déroulent les analyses de conception et de sûreté de la centrale. Les examens doivent également être réalisés de façon périodique tout au long du cycle de vie de la centrale nucléaire pour tenir compte des nouvelles données et exigences.

Le document RD-310 exige que, lors de la détermination des événements, il faut prendre en compte tous les modes permises d'exploitation de la centrale. Tous les modes d'exploitation utilisés pour des périodes prolongées devraient être analysés. Les modes transitoires ou brefs peuvent être examinés sans analyse particulière dans la mesure où l'on peut démontrer que les analyses de la sûreté existantes sont limitatives pour le comportement et les conséquences de ces états.

Les modes d'exploitation d'une centrale nucléaire comprennent, sans s'y restreindre:

- l'approche initiale de la criticité du réacteur
- le démarrage du réacteur, de l'état d'arrêt jusqu'à la pleine puissance en passant par la criticité
- production d'énergie y compris la pleine puissance et la basse puissance
- les changements de puissance du réacteur, y compris les modes de suivi de charge éventuellement, le cas échéant
- l'arrêt du réacteur après l'utilisation en mode production
- l'état d'arrêt en mode arrêt chaud
- l'état d'arrêt en mode arrêt froid
- l'état d'arrêt en mode de rechargement du combustible ou en mode d'entretien, caloporteur dépressurisé
- l'arrêt dans d'autres modes ou configurations de la centrale avec des conditions uniques de température, de pression ou d'inventaire du caloporteur
- l'exploitation d'une durée limitée, lorsque certains systèmes importants pour la sûreté ne sont pas disponibles

Dans le cas des événements identifiés par le processus systématique utilisé à cette fin, il faut tenir compte d'un éventail complet de configurations et de modes d'exploitation des équipements lors de la réalisation de l'analyse déterministe de la sûreté.

Les modifications importantes apportées à la centrale, comme la remise en état, la fermeture temporaire ou le déclassement, peuvent conduire à des configurations spéciales de la centrale. Ces configurations doivent être prises en compte, et les événements découlant de celle-ci doivent être identifiés et intégrés à l'analyse déterministe de la sûreté.

5.2.2 Portée des événements

Comme le précise le document RD-310, la liste des événements élaborée pour l'analyse déterministe de la sûreté comprend : l'exploitation normale et tous les événements plausibles enclenchés par des défaillances ou mauvais fonctionnements des SSC de la centrale; les erreurs de l'opérateur et les événements de cause commune d'origine interne ou externe.

5.2.2.1 Exploitation normale

Au cours de la phase de conception, l'exploitation normale de la centrale est analysée en tant que classe distincte d'événements. Cela permet d'évaluer les sources de rayonnement ou les rejets de matières radioactives dans divers modes d'exploitation ou de transition entre les modes.

Dans le cas d'une centrale existante, il peut être nécessaire de réaliser une analyse de la sûreté lors de l'exploitation normale si un nouveau mode opérationnel est envisagé ou si des modifications importantes (tout changement qui peut modifier les caractéristiques d'un système) sont apportées à la conception.

5.2.2.2 Défaillances ou mauvais fonctionnement des structures, systèmes et composants

Les défaillances des SSC comprennent le défaut de fonctionner lorsque nécessaire, le fonctionnement erroné et les défaillances partielles. Les événements à prendre en compte comprennent :

- les défaillances ou le mauvais fonctionnement des systèmes actifs comme les pompes, les vannes, les systèmes de contrôle ou l'alimentation électrique

- les défaillances des systèmes passifs comme des brèches dans les enveloppes sous pression du réacteur, y compris les tuyaux et les disques de rupture

5.2.2.3 Erreurs commises par les opérateurs

En tant qu'événements initiateurs, les erreurs commises par l'opérateur produisent normalement les mêmes résultats que les événements causés par une défaillance de l'équipement, mais il n'est pas nécessaire de les considérer séparément dans les modèles et programmes informatiques d'analyse déterministe de la sûreté. Toutefois, les conséquences génériques des erreurs humaines comme événements initiateurs devraient être pris en compte pour établir toute défaillance potentielle conséquente d'un système. Ainsi, si une erreur particulière d'un opérateur entraîne un événement initiateur unique, il faut l'inclure dans la liste des EIH, pour les analyses déterministes de la sûreté.

5.2.2.4 Événements de cause commune d'origine interne ou externe

Les événements de cause commune sont des défaillances de plusieurs composants qui peuvent être déclenchées par des événements internes ou externes (d'origine humaine ou naturelle).

Les événements de cause commune internes comprennent les incendies, les inondations d'origine interne, les explosions et les défaillances d'équipement (comme la rupture des turbines) qui peuvent produire des missiles.

Les événements externes d'origine naturelle (déclencheurs des défaillances des équipements de la centrale) considérés dans l'analyse déterministe de la sûreté comprennent :

- les tremblements de terre
- les incendies externes
- les inondations ou tsunamis se produisant à l'extérieur du site
- les risques biologiques (par exemple les moules ou les algues marines ayant une incidence sur le débit ou la température de l'eau de refroidissement)
- les conditions météorologiques extrêmes (température, précipitations, vents forts, tornades)

Les événements initiateurs externes peuvent causer des événements internes ou externes. Par exemple, un tremblement de terre peut entraîner la défaillance des équipements de la centrale ou une panne de courant hors site, ou encore provoquer des inondations, des tsunamis ou des incendies. Les dangers externes peuvent provoquer des accidents dans une ou plusieurs unités d'une installation nucléaire avec plusieurs unités.

Les dangers externes d'origines humaines examinées dans l'analyse déterministe de la sûreté comprennent :

- les impacts d'avions ou de missiles
- les explosions survenant dans des installations industrielles situées à proximité ou dans des systèmes de transport
- le rejet de produits chimiques toxiques ou corrosifs provenant d'installations industrielles situées à proximité ou de systèmes de transport
- les interférences électromagnétiques

5.2.2.5 Combinaison d'événements

Il faut tenir compte des combinaisons d'événements (qui peuvent se produire simultanément ou en séquence jusqu'à la remise de la centrale à l'état stable).

Les types de combinaisons comprennent :

- les défaillances indépendantes multiples touchant les équipements importants pour la sûreté
- la défaillance d'un système de procédé et d'un système important pour la sûreté
- les défaillances multiples des systèmes de procédé
- les défaillances d'équipements et les erreurs de l'opérateur
- les événements de cause commune et les erreurs de l'opérateur

Les exemples de combinaisons d'événements comprennent :

- perte de caloporteur avec panne d'électricité de la centrale inclusivement la coupure complète de son alimentation électrique
- perte de caloporteur avec perte de refroidissement du confinement
- les petits accidents de perte de réfrigérant primaire (APRP) avec perte de pressurisation de côte primaire ou secondaire
- rupture de la conduite de vapeur principale avec impossibilité pour l'opérateur déclencher le système de refroidissement d'urgence.

5.2.2.6 Regroupement d'événements

Les recommandations mentionnées ci-dessus permettront de déceler de nombreux événements, mais il est possible qu'il ne soit ni faisable ni nécessaire d'analyser tous ces événements. Les événements identifiés peuvent éventuellement être groupés en catégories en fonction de la similitude des défaillances initiales, des phénomènes clés ou des réponses des systèmes et de l'opérateur. Les exemples de catégories d'événement comprennent la diminution d'inventaire du caloporteur, les anomalies de réactivité et de puissance, et l'augmentation ou la diminution de l'évacuation de la chaleur. Comme la réponse de la centrale à un événement donnée dépend de sa conception et de la disponibilité des systèmes, la classification des événements peut varier.

Pour le niveau 3 de défense en profondeur, les analyses de la sûreté des IFP et des AD, devraient déterminer les événements limitatifs pour chaque critère d'acceptation applicable dans chaque catégorie d'événements. Dans certains cas, un scénario d'accident dans la même catégorie d'événements peut se révéler plus limitatif par rapport à un critère d'acceptation donné (par exemple la limite de pression du confinement) et un autre scénario peut être plus grave dans le contexte d'un critère d'acceptation différent (par exemple les doses au public). Tous ces scénarios doivent être examinés dans le processus d'analyse de la sûreté comme événements limitatifs pour divers critères d'acceptation.

5.2.2.7 Subdivision des événements

Dans l'analyse de la sûreté, un événement peut être divisé en sous-événements lorsqu'il y a des différences importantes entre les subdivisions, for exemple :

- les phénomènes produits en centrale en réponse aux événements
- les défis liés à la sûreté et aux systèmes importants pour la sûreté
- les fréquences

Par exemple, les APRP sont habituellement subdivisés en petites et grandes APRP parce qu'il y a des différences majeures sur le plan des phénomènes et des défis qu'ils représentent pour les systèmes de sûreté.

Il ne faut pas subdiviser un événement sans justification valable dans le but de reclasser un des sous-événements qui résultent pour le faire passer d'un IFP à un AD, ou d'un AD à un AHD, ou encore afin d'obtenir une fréquence qui soit inférieure à la fréquence limite de coupure utilisée dans le cas d'une EPS.

5.2.2.8 Fréquence de coupure

Lorsqu'on commence à identifier les événements, il faut inclure les événements à basse fréquence (notamment les tremblements de terre et les tsunamis qui peuvent suivre) et ceux dont les conséquences sont mineurs. Lorsqu'on définit les événements à analyser, l'analyse déterministe de la sûreté doit choisir la même fréquence de coupure que celle utilisée dans l'analyse probabiliste applicable à la même installation. Cette fréquence est choisie de façon à pouvoir intégrer l'analyse déterministe à l'analyse probabiliste.

Certains événements peuvent être exclus de l'étude détaillée (par exemple parce qu'ils contribuent peu à rencontrer les objectifs de sûreté ou parce qu'ils sont limités par un autre événement analysé). Une telle exclusion doit être pleinement justifiée et les raisons doivent être bien documentées.

5.2.3 Classification des événements

Les événements sont classés parce que chaque état de la centrale comporte des exigences en matière d'analyse de la sûreté et des critères d'acceptation différents. Les exigences de l'analyse de la sûreté abordent le niveau de protection conformément au principe de défense en profondeur. Les états normaux de la centrale et les conditions accidentelles sont pris en compte dans l'analyse de la sûreté. Comme le précise le document RD-310, la classification des événements accidentels est la suivante :

- **incidents de fonctionnement prévu (IFP) – tous les événements dont la fréquence est égale ou supérieure à 10^{-2} par année réacteur**
 - événements plus complexes que les manœuvres d'exploitation normale, avec un défi potentiel pour la sûreté du réacteur et qui pourraient vraisemblablement survenir au cours de la durée de vie de la centrale
- **accidents de dimensionnement (AD) – événements dont la fréquence est égale ou supérieure à 10^{-5} par année réacteur, mais inférieure à 10^{-2} par année réacteur**
 - événements qui ne sont pas sensés se produire au cours de la durée de vie de la centrale mais qui, conformément au principe de défense en profondeur, sont pris en compte dans la conception de la centrale nucléaire; toutefois, certains groupes d'événements ayant une fréquence inférieure peuvent être également compris dans le dimensionnement de la conception)
- **les accidents hors dimensionnement (AHD) – événements dont la fréquence est inférieure à 10^{-5} par année réacteur**
 - événements peu probables qui peuvent être plus graves que les AD et qui, en raison de défaillances multiples ou d'erreurs de l'opérateur, peuvent empêcher les systèmes de la sûreté de remplir leurs fonctions de sûreté et ainsi causer des dommages importants au cœur du réacteur, compromettre l'intégrité de la barrière de confinement et occasionner le rejet de matières radioactives de la centrale

Même si l'évaluation de la fréquence sert de base à la classification des événements, on reconnaît qu'une telle évaluation peut comporter une grande incertitude. Par conséquent, un événement

dont la fréquence anticipée se situe à la valeur seuil de deux classes d'événements, ou présente une grande incertitude dans l'évaluation de la fréquence, est classé dans la catégorie de fréquence supérieure.

D'autres facteurs peuvent influencer sur le choix de certains événements à retenir aux fins de classification. Afin de comprendre la notion de marges de sûreté ou de robustesse de la conception, l'autorité de réglementation peut demander que certains événements soient analysés dans la catégorie des accidents de dimensionnement, ou dans celles des accidents graves. Les pratiques et l'expérience passées peuvent indiquer que certains scénarios sont plus critiques et doivent être analysés comme des AD.

Certains modes d'exploitation de la centrale peuvent être utilisés que pendant de courtes périodes. Habituellement, les événements sont classés sans tenir compte de la fréquence de ces modes d'exploitation, cependant, lors de classification des événements la fréquence des modes d'exploitation pourra être envisagée au cas par cas.

L'annexe A fournit des exemples d'événements de différentes classes fondés sur l'expérience du CANDU. Ces exemples illustrent les résultats pouvant découler du processus d'identification et de classification des événements décrit dans la sous-section 5.2. Cette liste n'est donnée qu'à titre d'information et n'a pas pour but d'être exhaustive. En pratique, une telle liste est normalement établie par des méthodes probabilistes. La liste fera état de regroupement d'événements (voir la sous-section 5.2.2.6). Seuls les événements représentatifs ou limitatifs de chaque groupe d'événements devraient être analysés.

5.2.3.1 Incidents de fonctionnement prévus

La conception de la centrale est censée être suffisamment robuste pour que la plupart des IFP ne nécessitent pas le déclenchement des systèmes de sûreté pour prévenir des dommages subséquents aux SSC de la centrale. Cela fait partie de niveau 2 de la défense en profondeur et contribue à s'assurer que les événements nécessitant l'utilisation des systèmes de sûreté sont réduits au minimum. Les systèmes de contrôle de la centrale sont prévus pour compenser les effets attribuables à l'événement et pour maintenir la centrale dans un état stable pendant une durée suffisante pour que l'opérateur intervienne. L'intervention de l'opérateur peut comprendre l'activation des systèmes de sûreté et l'arrêt de la centrale selon les procédures établies. Après l'événement initiateur a été adressé, il devrait être possible de recommencer les activités de la centrale.

Dans le cas de niveau 3 de la défense en profondeur, en plus de répondre aux attentes susmentionnées pour la défense en profondeur de niveau 2, la conception doit également démontrer avec un niveau de confiance élevé que les systèmes de sûreté peuvent atténuer tous les IFP sans l'intervention des systèmes de contrôle de la centrale.

Des exemples d'IFP sont illustrés au tableau 1, qui donne des exemples pour un réacteur CANDU et un réacteur à eau légère (REL). La liste présentée dans le tableau 1 n'est pas exhaustive. Une liste complète tiendrait compte du type de réacteur et de la conception des systèmes de la centrale.

Tableau 1 : Exemples d'incidents de fonctionnement prévus

Catégorie d'événement	Incident de fonctionnement prévu
Augmentation de l'évacuation de la chaleur du réacteur	<ul style="list-style-type: none"> ouverture intempestive des soupapes de décharge de vapeur mauvais fonctionnement du réglage de la pression secondaire entraînant une augmentation du débit de vapeur mauvais fonctionnement du système d'eau d'alimentation entraînant une augmentation de taux d'évacuation de la chaleur
Diminution de l'évacuation de la chaleur du réacteur	<ul style="list-style-type: none"> déclenchement d'une pompe d'eau d'alimentation réduction du débit de vapeur pour diverses raisons (p. ex. mauvais fonctionnement du contrôle, fermeture de la vanne de décharge de vapeur principale, déclenchement de la turbine, perte de la charge externe, perte d'alimentation électricité, perte du vide du condenseur)
Modifications du débit du circuit caloporteur du réacteur	<ul style="list-style-type: none"> déclenchement d'une pompe principale du caloporteur isolement intempestif d'une boucle du circuit caloporteur principal (le cas échéant)
Anomalies de la distribution de réactivité et de puissance	<ul style="list-style-type: none"> retrait intempestif d'une seule barre de commande dilution de la concentration du poison neutronique due à un mauvais fonctionnement du système de contrôle du volume mauvais emplacement des grappes de combustible (REL) ou rechargement du mauvais canal (CANDU)
Augmentation d'inventaire du caloporteur	<ul style="list-style-type: none"> mauvais fonctionnement du système de contrôle chimique et de contrôle d'inventaire
Diminution d'inventaire du caloporteur	<ul style="list-style-type: none"> très petites APRP attribuables à la défaillance d'une conduite d'instrumentation
Rejet de matières radioactives provenant d'un sous-système ou d'un composant	<ul style="list-style-type: none"> fuite mineure d'un système de déchets radioactifs

5.2.3.2 Accident de dimensionnement

Les événements à l'origine des accidents AD sont classés en fonction des fréquences estimées des défaillances des équipements, des erreurs de l'opérateur ou des événements de cause commune. Tous les événements identifiés comme initiateurs d'IFP doivent également être considérés comme initiateurs potentiels d'AD, compte tenu de la probabilité relativement élevée des IFP et de la possibilité des défaillances supplémentaires des équipements ou d'erreurs de l'opérateur.

Le tableau 2 présente des exemples d'AD pour les réacteurs CANDU, les réacteurs à eau sous pression (REP) et autres réacteurs à eau légère (REL). La liste qui suit, dans le tableau 2, n'est pas exhaustive. Une liste complète d'AD dépendrait du type de réacteur et de la conception réelle.

Tableau 2 : Exemples d'accidents de dimensionnement

Catégorie d'événement	Accident de dimensionnement
Augmentation de l'évacuation de la chaleur du réacteur	<ul style="list-style-type: none"> rupture de la conduite de vapeur
Diminution de l'évacuation de la chaleur du réacteur	<ul style="list-style-type: none"> rupture de la conduite d'eau d'alimentation
Modification du débit du circuit caloporteur	<ul style="list-style-type: none"> déclenchement de plus d'une pompe principale du caloporteur blocage ou rupture de l'arbre de la pompe principale du caloporteur blocage de l'écoulement d'eau du canal de combustible (CANDU)
Anomalies de la réactivité et de la distribution de puissance	<ul style="list-style-type: none"> retrait incontrôlé d'une barre de commande éjection d'une barre de commande (REL) dilution du bore due au démarrage d'une boucle inactive (REP)
Augmentation de l'inventaire du caloporteur	<ul style="list-style-type: none"> fonctionnement intempestif du refroidissement d'urgence du cœur
Diminution de l'inventaire du caloporteur	<ul style="list-style-type: none"> éventail des APRP possibles ouverture intempestive des soupapes de décharge du circuit primaire fuites de caloporteur dans le circuit secondaire
Rejet de matières radioactives provenant d'un sous-système ou d'un composant	<ul style="list-style-type: none"> surchauffe ou endommagement du combustible utilisé au cours du transport ou lors du stockage ruptures dans le circuit de traitement de déchets gazeux ou liquides

5.2.3.3 Accidents hors dimensionnement

L'EPS permet d'identifier systématiquement les séquences d'événements qui pourraient compromettre les fonctions de sûreté fondamentales. Les séquences d'événements représentatives sont alors analysées en recourant aux techniques d'analyse déterministe de la sûreté pour évaluer l'ampleur des défaillances du combustible, les dommages au cœur du réacteur, du circuit caloporteur et du confinement et les rejets de radionucléides. L'utilisation d'une fréquence limite de coupure pour la fréquence d'occurrence des AHD analysés doit prendre en compte les objectifs de la sûreté établis pour la centrale et doit être compatible aux objectifs de l'analyse de la sûreté.

Exemples d'accidents hors dimensionnement :

- perte complète d'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur du réacteur
- perte complète de l'alimentation électrique pour une longue période

Cette classe d'événements comprend également des défaillances massives des composants sous pression. Certaines de ces défaillances peuvent être exemptées de l'analyse déterministe de la sûreté si l'on peut démontrer qu'elles sont suffisamment improbables et que toutes les conditions suivantes sont remplies :

- les composants sous pression sont conçues, fabriquées, installées et utilisées conformément aux exigences nucléaires des programmes d'ingénierie applicables et à d'autres exigences
- un programme d'inspection en service est mis en œuvre
- l'expérience d'exploitation des composants sous pression semblables au point de vue de la conception et de l'exploitation confirme une faible probabilité de défaillances
- les composants sous pression sont munis des protections appropriés pour limiter la propagation des dommages à la centrale

Nota : Bien que le collecteur du circuit caloporteur des réacteurs CANDU ne soit pas considéré comme une composante sous pression, on doit inclure sa défaillance éventuelle dans l'analyse de la sûreté.

Les événements exclus de l'analyse de l'AD en fonction de la méthodologie de « fuite avant rupture » (FAR) doivent être pris en compte dans les séquences des AHD. Par exemple, tout APRP majeur ou rupture de la conduite de vapeur principale qui a pu être exclu de l'AD doit être pris en compte pour l'analyse de l'AHD.

5.3 Critères d'acceptation

Les critères d'acceptation sont établis pour servir de seuil pour l'exploitation normale sécuritaire, pour les IFP, AD et dans la mesure du possible les AHD. Les limites et conditions appliquées par les concepteurs et opérateurs de la centrale doivent être appuyées par des preuves expérimentales adéquates et être conformes aux critères d'acceptation de l'analyse de la sûreté (décrits dans les sous-sections 5.3.1 à 5.3.4).

5.3.1 Exploitation normale

L'analyse déterministe de la sûreté pour l'exploitation normale doit permettre de :

- vérifier les points de déclenchement des systèmes de sûreté, pour démontrer que le déclenchement ne se produira que s'il est requis
- vérifier que les contrôles et alarmes des procédés sont efficaces et parviennent à réduire ou à éviter le déclenchement des systèmes de sûreté
- répondre à toutes les conditions d'exploitation de la centrale nucléaire selon lesquelles les systèmes et les équipements fonctionnent comme prévu, sans obstacle interne ou externe, y compris toutes les configurations opérationnelles pour lesquelles la centrale a été conçue, au cours de son exploitation normale et tout au long de sa durée de vie, en régime de puissance et à l'arrêt

5.3.2 Incidents de fonctionnement prévus et accidents de dimensionnement

L'objectif de l'analyse de la sûreté pour le cas des IFP et des AD consiste à démontrer l'efficacité des fonctions de sûreté clés suivantes :

- le contrôle de la puissance du réacteur, y compris l'arrêt du réacteur et son maintien à l'état d'arrêt
- l'évacuation de la chaleur du cœur
- la préservation de l'intégrité de barrières des produits de fission
- la préservation de l'aptitude fonctionnelle des composants pour les IFP
- l'assurance que les conséquences des rejets de matières radioactives sont inférieures aux limites acceptables
- la surveillance des paramètres de sûreté critiques

Les critères d'acceptation pour les IFP et les AD doivent comprendre :

- les critères d'acceptation associés aux doses reçues par le public
- les critères d'acceptation calculés relatifs à la protection des barrières physiques de défense en profondeur (voir les exemples à la sous-section 5.3.4 et à l'annexe B)

La dose réelle efficace au corps entier pour les membres du group critique, à la périphérie du site ou au-delà, est calculée dans l'analyse déterministe de la sûreté pendant une période de 30 jours après l'événement analysé.

Cette dose est inférieure ou égale aux critères d'acceptation des doses indiqués ci-dessous :

- 0,5 millisievert pour tout IFP
- 20 millisieverts pour tout AD

Ces limites de doses s'appliquent aux nouvelles centrales nucléaires (c'est-à-dire, celles autorisées après parution du document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires* en 2008). Dans le cas des réacteurs existants, les limites de doses précisées dans les permis d'exploitation doivent être respectées.

Pour démontrer que les conséquences radiologiques d'un événement analysé ne dépassent pas les limites, les doses doivent être calculées conformément aux indications fournies dans la sous-section 5.4.4.7.

Les critères d'acceptation pour la classe d'événements dont les fréquences sont supérieures doivent être plus rigoureux que ceux relatifs à la classe d'événements ayant des fréquences inférieures.

Pour démontrer la conformité aux critères d'acceptation des doses reçues par le public pour un IFP, les fonctions d'isolement automatique et de réduction de pression du système de confinement ne doivent pas être créditées car ces fonctions sont habituellement considérées comme faisant partie du niveau trois de la défense en profondeur. Toutefois, la efficacité des barrières passives et le fonctionnement normal des sous-systèmes du confinement pourraient être créditées, s'ils sont qualifiés pour les conditions d'IFP.

Les critères d'acceptation dérivés ont deux composantes : une quantitative et l'autre qualitative. Les critères d'acceptation quantitatifs doivent être déterminés au moyen de preuves matérielles directes et de phénomènes bien connus, et ils doivent tenir compte des incertitudes.

En ce qui a trait aux critères d'acceptation qualitatifs (comme les exemples donnés à l'annexe B), les directives suivantes ne s'appliquent qu'aux IFP :

- les critères d'acceptation qualitatifs doivent être respectés sans avoir à se fier à la fonction automatique des systèmes de sûreté pour toute une variété d'IFP. Les systèmes de contrôle de la centrale doivent normalement être en mesure de corriger les conditions transitoires et d'empêcher les dommages aux SSC
- les systèmes de contrôle doivent être en mesure de maintenir la centrale dans un état de fonctionnement stable suffisamment longtemps pour permettre à l'opérateur de diagnostiquer l'événement, de déclencher les mesures nécessaires et, s'il y a lieu, d'arrêter le réacteur en suivant les procédures applicables

- même s'il peut être démontré que les systèmes de contrôle maintiennent la centrale dans un état sûr à la suite d'un IFP sans l'enclenchement des systèmes de sûreté (défense en profondeur de niveau 2), il faut également démontrer avec un niveau de confiance élevé que les systèmes de sûreté peuvent atténuer l'événement sans les mesures bénéfiques produites par les systèmes de contrôle (défense en profondeur de niveau 3) pour tous les IFP

Certains accidents dont la fréquence prévue est inférieure à 10^{-5} par année-réacteur pourraient servir d'événement de référence pour un système de sûreté. Dans ce cas, les limites de doses d'un AD devront toujours être respectées et l'analyse devra également envisager le respect des critères d'acceptation qualitatifs applicables à ce système de sûreté particulier. Les marges de sûreté de rendement du système doit être suffisantes pour assurer que les limites de doses d'un AD sont respectées.

5.3.3 Accidents hors dimensionnement

Le document RD-310 précise que l'analyse des AHD réalisée dans le cadre d'une évaluation de la sûreté doit démontrer que :

- la centrale nucléaire, telle que conçue, peut respecter les objectifs de sûreté établis
- le programme de gestion des accidents et les caractéristiques de la conception, mis en place pour répondre aux besoins en matière de gestion des accidents, sont efficaces

Les évaluations probabilistes et déterministes de la sûreté doivent démontrer que la défense en profondeur de niveau 4 empêche les conséquences d'un AHD, ou les atténue, y compris les accidents graves, comme le décrit le document RD-337. L'analyse déterministe d'un AHD porte sur un ensemble de séquences représentatives dans lesquelles les systèmes de sûreté ont mal fonctionné et certaines des barrières s'opposant au rejet de matières radioactives peuvent avoir été défectueuses ou contournées. Les séquences d'accidents choisies pour analyse doivent être conformes et représentatives des objectifs de l'analyse. En d'autres termes, les AHD représentatifs doivent être choisis parmi les principales séquences d'accident provenant de l'évaluation probabiliste de la sûreté ou en ajoutant les défaillances des systèmes de sûreté ou les interventions inappropriées de l'opérateur aux séquences d'un AD. En général, les résultats des études d'EPS peuvent être utilisés à cette fin, s'ils sont pertinents

L'objectif de l'analyse de la sûreté pour un AHD consiste à :

- évaluer la capacité de la conception à surmonter les défis que pose l'AHD et à identifier les vulnérabilités de la centrale
- évaluer l'efficacité des caractéristiques de conception spécifiquement incorporées dans la conception de la centrale pour réduire la probabilité d'apparition d'un AHD ou en atténuer les conséquences; cette évaluation porte également sur les équipements utilisés pour la gestion des accidents et les instruments nécessaires à la surveillance des accidents
- évaluer la capacité de rétablir et de maintenir les fonctions de sûreté en utilisant d'autres procédures, méthodes et systèmes variés, y compris l'utilisation des équipements non lié à la sûreté
- participer à la mise au point d'un programme de gestion des accidents pour les AHD et les conditions d'accident grave
- fournir des données sur les conséquences pour les séquences d'accident à utiliser dans l'EPS
- participer à la planification d'urgence hors site

Dans le cas des événements touchant les centrales aux unités multiples, comme dans le cas des événements touchant les centrales avec une seule unité, il faut évaluer la capacité des sources de refroidissement et d'alimentation électrique essentielles.

La conception en fonction des AHD vise à respecter les critères de risque, comme les objectifs de sûreté liés à la fréquence des dommages graves au cœur du réacteur et les rejets importants de matières radioactives, tels qu'ils sont évalués par l'EPS.

Les calculs déterministes des termes sources pour les AHD peuvent également être effectués conformément à l'objectif de l'analyse de l'AHD. Ces calculs doivent démontrer par exemple que :

- la défaillance du confinement ne se produira pas à court terme après un accident grave (voir le document RD-337)
- le public bénéficie d'un niveau de protection contre les conséquences pouvant découler de l'exploitation d'une centrale nucléaire de sorte qu'il n'y a pas de risque supplémentaire important pour la vie et la santé des personnes

5.3.4 Critères d'acceptation relatifs aux incidents de fonctionnement prévus et aux accidents de dimensionnement

En plus des limites de doses indiquées à la sous-section 5.3.2, les critères d'acceptation pour les IFP et les AD comprennent également un ensemble de critères d'acceptation dérivés, tels que les exemples de critères d'acceptation qualitatifs donnés à l'annexe B.

Ces critères d'acceptation sont établis par le concepteur pour limiter les dommages à diverses barrières de défense. La conformité à ces exigences garantit la présence de barrières physiques pour limiter le rejet de matières radioactives et prévenir les rejets radiologiques inacceptables à la suite d'un IFP ou d'un AD. Le non-respect d'un critère d'acceptation dérivé ne signifie pas nécessairement que les limites de doses seront dépassées. Toutefois, si ces critères sont respectés avec une marge importante, il est alors possible de simplifier les calculs de doses étant donné que les rejets du produit de fission devraient être limités.

Les critères d'acceptation dérivés sont généralement plus rigoureux pour les événements dont la fréquence est plus élevée. Par exemple, pour la plupart des IFP, les interventions des systèmes de contrôle doivent être en mesure d'empêcher la dégradation résultante de n'importe quelle barrière physique dans la mesure où les SSC connexes ne sont plus aptes au service (y compris la matrice du combustible, la gaine du combustible, la limite de pression du caloporteur du réacteur ou le confinement).

Des exigences plus rigoureuses peuvent être établies pour démontrer la disponibilité d'une marge entre la valeur prévue et les critères d'acceptation quantitatifs ou pour simplifier une analyse (par exemple pour éviter d'avoir à effectuer une modélisation complexe). Il faut clairement indiquer les conditions d'applicabilité de chaque critère additionnel.

Pour chacun des critères d'acceptation qualitatifs illustrés à l'annexe B, il faut établir des critères d'acceptation quantitatifs (ou limites). Les limites quantitatives doivent :

- être applicables à un système de la centrale nucléaire et à un scénario d'accident donnés
- fournir une limite évidente entre les états sécuritaires (lorsque la défaillance des SSC est évitée avec un niveau de confiance élevé) et les états non sécuritaires (lorsqu'une défaillance des SSC peut se produire)

- être appuyées par des données expérimentales
- intégrer des marges ou des facteurs de sûreté pour tenir compte de l'incertitude des données expérimentales et des modèles pertinents

Lorsque les données ne suffisent pas à déterminer la transition d'un état sécuritaire à un état non sécuritaire ou à établir des modèles précis, alors la limite quantitative relative aux exigences de sûreté correspondantes doit être établie à la limite des données disponibles, à condition que la limite établie soit conservatrice.

5.4 Hypothèses et méthodes d'analyse de la sûreté

5.4.1 Dispositions générales

La sous-section 5.4 porte principalement sur les méthodes et hypothèses liées à l'analyse déterministe de la sûreté des IFP et des AD pour la défense en profondeur de niveau 3. Des méthodes et hypothèses d'analyse semblables peuvent s'appliquer à la défense en profondeur des niveaux 2 et 4 (avec des degrés appropriés de conservatisme). Certaines règles conservatrices, comme le critère de défaillance unique, ne s'appliquent pas aux analyses des niveaux 2 et 4.

L'analyste de la sûreté a la possibilité de choisir les méthodes et hypothèses d'analyse de la sûreté, dans la mesure où les exigences et attentes réglementaires sont respectées.

Le choix des méthodes et hypothèses d'analyse de la sûreté doit être tel qu'on puisse accorder le niveau approprié de confiance aux résultats de l'analyse.

5.4.2 Méthode d'analyse

Les éléments de base compris dans la méthode d'analyse de la sûreté sont décrits dans les sous-sections 5.4.2.1 à 5.4.2.9. Trois méthodes d'analyse principales sont utilisées dans l'analyse déterministe de la sûreté :

- la méthode d'analyse conservatrice, comme celle utilisée pour la défense en profondeur de niveau 3
- la méthode de la meilleure estimation plus la méthode d'évaluation des incertitudes, comme la méthode utilisée pour la défense en profondeur de niveau 3
- la méthode d'analyse fondée sur la meilleure estimation, comme celle utilisée pour la défense en profondeur des niveaux 2 et 4

La première et la deuxième méthode ci-dessus sont prises en compte lors de l'application du principe de conservatisme dans l'analyse de la sûreté et sont traitées dans la sous-section 5.4.6. L'évaluation des incertitudes est expliquée dans la section 5.4.2.7.

5.4.2.1 Déterminer les scénarios à analyser

Le scénario à analyser, ou l'événement analysé, doivent être définis en intégrant les descriptions des éléments suivants :

- les conditions initiales
- l'événement initiateur et tout événement supplémentaire
- les interventions prévues des systèmes de la centrale et de l'opérateur en réponse à l'événement initiateur
- la description générale du transitoire prévu
- les préoccupations connexes liées à la sûreté

- l'état stable de longue durée (y compris la mise à l'arrêt dépressurisé et à froid) à la fin de l'événement

5.4.2.2 Établir les critères d'acceptation applicables

Il faut déterminer un ensemble de critères applicables, y compris toute exigence réglementaire. Ces critères doivent tenir compte de tous les problèmes liés à la sûreté tout en démontrant leur conformité aux critères d'acceptation de doses décrits dans la sous-section 5.3.2, ainsi que les critères d'acceptation calculés adoptés par le concepteur. D'autres critères peuvent être définis pour, par exemple, simplifier l'analyse en imposant des critères plus rigoureux ou pour permettre des évaluations intermédiaires dans la recherche de cas limites.

5.4.2.3 Identifier les phénomènes importants

Il faut déterminer les phénomènes et paramètres clés et l'éventail des valeurs des paramètres associées à l'événement analysé. Il faut également fournir des données expérimentales d'appui et démontrer une connaissance théorique.

Si un événement est caractérisé par suffisamment d'étapes diverses, alors les phénomènes clés doit être déterminés pour chaque étape.

L'importance des phénomènes en jeu doit être évaluée à l'aune de chaque critère d'acceptation. Les paramètres clés sont définis pour chaque phénomène important. Ces paramètres sont par la suite classés en fonction de leur capacité à influencer les critères d'acceptation applicables.

Les analyses de sensibilité peuvent être utilisées conjointement avec le jugement d'experts pour aider à définir et à classer les paramètres en évaluant leur influence sur les résultats d'analyse pour chaque critère d'acceptation. Une importance particulière doit être accordée à l'identification des «effets de falaise », soit toute modification soudaine d'un phénomène au cours de n'importe quelle étape de l'analyse.

Les résultats des expériences doivent également être utilisés pour aider à déterminer les paramètres clés, à effectuer la classification en fonction de l'importance et à déterminer si des changements radicaux se sont produits, et où ils se sont produits.

5.4.2.4 Modèles et programmes informatiques

L'analyse de la sûreté est effectuée en utilisant les modèles des systèmes de la centrale et des phénomènes physiques.

Tous les phénomènes importants indiqués dans la sous-section 5.4.2.3 doivent être représentés dans les modèles intégrés dans le programme informatique utilisé pour les calculs.

L'applicabilité des modèles et des programmes informatiques à l'événement analysé devraient également être démontrés. Les modèles des systèmes de la centrale doivent être vérifiés pour refléter l'état de la centrale telle qu'elle est construite, en tenant compte des états de la centrale et des effets du vieillissement (comme la détérioration des pompes, l'encrassement des générateurs de vapeur, l'augmentation de la rugosité des surfaces). Les accidents graves peuvent avoir un effet particulier sur les centrales aux unités multiples, ce qui met en évidence le besoin de faire appel à un modèle aux unités multiples pour les accidents graves dans le cas de ces centrales. La sous-section 5.4.5 présente des directives supplémentaires.

5.4.2.5 Définition des conditions initiales et limites

L'analyse doit définir les données qui rendent compte de l'état de la centrale avant l'événement analysé et le fonctionnement de la centrale pendant l'événement en ce qui concerne entre autres, sans s'y limiter :

- le mode d'exploitation de la centrale
- la puissance du réacteur
- le taux de combustion du combustible et sa distribution
- les températures du combustible
- les températures et pressions du caloporteur
- les seuils de déclenchement et d'intervention pour les systèmes d'atténuation
- les retards et incertitudes des instruments
- les caractéristiques des systèmes de sûreté en matière de rendement
- le rendement d'autres équipements de la centrale (comme les pompes, les soupapes, les refroidisseurs, les chaudières et la turbine)
- les conditions météorologiques

Dans l'application de telles données, il faut tenir compte des limites et conditions d'exploitation (LCE) de la centrale. Les conditions de la centrale utilisées comme état initial pour l'analyse peuvent représenter l'état réel de la centrale ou, dans de nombreux cas, représenter les limites choisies pour la mise en vigueur des LCE. Cela sera effectué de telle sorte que l'analyse puisse confirmer que le choix d'une valeur LCE est en vigueur. Autrement, les résultats d'analyse peuvent être employés pour calculer une valeur convenable à utiliser comme limite d'exploitation. L'attention et le bon jugement sont nécessaires pour assurer la concordance de l'ensemble des LCE et ceux calculées dans les analyses de la sûreté.

5.4.2.6 Effectuer des calculs

Des calculs complets sont effectués pour évaluer le rendement de la centrale par rapport à chaque critère d'acceptation applicable. Les études de sensibilité sont entreprises pour évaluer l'incidence des hypothèses principales sur les résultats d'analyse, par exemple, en déterminant les pires défaillances uniques dans divers systèmes, ou pour évaluer les conséquences de l'utilisation des modèles simplifiés plutôt que de méthodes plus précises et plus perfectionnées (nécessitant des calculs plus poussés). L'analyse de sensibilité, avec des variations systématiques des variables d'entrée ou des paramètres de modélisation des programmes informatiques, doit confirmer qu'il n'y a pas d'« effet de falaise », comme des changements brusques dans la réponse de la centrale, ou des conséquences accidentelles attribuables à un changement des valeurs des paramètres.

La durée des transitoires prises en compte dans l'analyse doit être suffisante pour déterminer les conséquences des événements. Par conséquent, les calculs relatifs aux transitoires de la centrale dépassent le point où la centrale nucléaire a été mise à l'arrêt et où le refroidissement stable du cœur du réacteur a été établi par certains moyens (c.-à-d. au point où un état stable de longue durée a été atteint et devrait demeurer comme tel au temps que nécessaire). L'analyse doit prendre en compte la capacité et les limites de l'appoint en eau à long terme et des alimentations électriques.

Dans les cas où les diverses étapes du transitoire sont régies par différents phénomènes ou différentes échelles de temps, des méthodes et outils divers peuvent être utilisés pour modéliser les étapes consécutives.

5.4.2.7 Tenir compte des incertitudes

Dans l'analyse déterministe de la sûreté pour la défense en profondeur de niveau 3, toutes les incertitudes principales doivent être identifiées et prises en compte. L'analyse de la sûreté pour le niveau 3 doit intégrer des tolérances appropriées liées aux incertitudes pour les paramètres applicables au scénario d'accident analysé. De telles incertitudes comprennent celles liées aux paramètres de modélisation et aux paramètres d'entrée de la centrale.

Les paramètres de modélisation pertinents incluent ceux utilisés pour déclencher l'action d'un système d'atténuation et/ou ceux qui peuvent avoir des répercussions importantes en menaçant l'intégrité d'une barrière empêchant le rejet de produits de fission. Les incertitudes de la modélisation sont associées à des modèles et à des corrélations, à des bibliothèques de données et aux défauts des programmes informatiques.

L'exactitude des programmes obtenue par suite des travaux de validation doit être utilisée comme source pour les incertitudes touchant les paramètres de modélisation pertinents. L'exactitude des programmes est définie par les biais et la variabilité des biais et doit être obtenue en comparant les prévisions des programmes avec les données expérimentales, les données de la centrale ou d'autres données applicables.

Les paramètres d'entrée de la centrale (aussi appelés paramètres opérationnels) caractérisent l'état des SSC de la centrale ou sont utilisés pour actionner un système d'atténuation. Ceux-ci sont mesurés en utilisant l'instrumentation du réacteur.

Les incertitudes des mesures sont indiquées dans la documentation portant sur les systèmes de contrôle et d'instrumentation de la centrale ou dans les LCE. Les composants systématiques (« biais ») et d'incertitudes aléatoires (« écart type ») doivent être pris en compte.

Le biais de mesures représente un élément d'incertitude des mesures due à une erreur systématique qui contribue à une déviation toujours dans la même direction. L'écart type représente un élément d'incertitude de mesures que l'on ne peut pas définir exactement ou qui peut causer un écart dans n'importe quelle direction, mais que l'on peut estimer sur la base d'une distribution de probabilité.

Les incertitudes susmentionnées doivent être prises en compte dans l'analyse conservatrice ou dans la meilleure estimation plus l'évaluation des méthodologies relatives aux incertitudes.

Dans les analyses de la sûreté pour la défense en profondeur de niveau 2 et de niveau 4 (où l'application d'une méthode d'analyse réaliste de la meilleure estimation est possible), il n'est pas nécessaire de tenir compte des incertitudes de la même façon.

5.4.2.8 Vérification des résultats

La vérification vise à s'assurer que les résultats de l'analyse déterministe de la sûreté :

- sont extraits correctement des relevés des programmes d'analyse
- sont valides au plan physique et logique
- sont conformes aux données expérimentales provenant des essais intégraux appropriés, des données enregistrées à la centrale, des analyses de la sûreté semblables antérieures ou des simulations faisant appel à des modèles plus avancés
- correspondent aux prévisions limitatives pour chacun des critères d'acceptation de l'analyse de la sûreté

5.4.2.9 Documentation des résultats

Les résultats des calculs de l'analyse déterministe de la sûreté sont documentés de façon à faciliter leur révision et leur compréhension. Les résultats de l'analyse de la sûreté doivent faire état :

- de l'objectif de l'analyse
- des hypothèses d'analyse et de leur justification
- des modèles de la centrale et hypothèses de la modélisation
- de toutes les options de l'utilisateur au sujet des programmes informatiques qui diffèrent des options utilisées dans la validation des programmes
- des résultats de l'analyse par rapport aux critères d'acceptation
- des constatations et des résultats des analyses de sensibilité et d'incertitude

Des directives supplémentaires sont fournies dans la sous-section 5.5.

5.4.3 Données d'analyse

Le document RD-310 exige que l'analyse de la sûreté soit fondée sur la conception de la centrale et sur des données complètes et exactes concernant sa construction réalisée.

Les données historiques d'exploitation enregistrées (comme la puissance thermique, les débits, les températures et les pressions) doivent aussi être incluses, lorsque cela est possible. Ces informations doivent porter sur les SSC de la centrale, les caractéristiques particulières du site et les interfaces hors site.

Dans le cas d'une centrale nucléaire en phase de conception, les données opérationnelles, le cas échéant, doivent être tirées des données génériques concernant des centrales en exploitation du même type, ou encore de travaux de recherche ou de résultats d'essais. Dans le cas d'une centrale nucléaire en exploitation, l'analyse de la sûreté doit utiliser des données d'exploitation provenant de la centrale en question.

Les valeurs de l'analyse de la sûreté pour chaque paramètre d'entrée de la centrale doivent être déterminées en se fondant sur :

- les spécifications de conception
- les tolérances
- les plages de variabilité en exploitation admissibles
- les incertitudes de mesures ou d'évaluation pour le paramètre visé

Les données opérationnelles doivent comprendre :

- les informations sur les performances des composants et du système, mesurées au cours de l'exploitation ou des essais
- les délais dans les systèmes de contrôle
- les biais et dérives des instruments de mesure
- l'indisponibilité du système en raison de l'entretien ou des essais

Les limites applicables aux paramètres des centrales nucléaires utilisés comme conditions initiales et limitatives doivent être déterminées. Les paramètres de la centrale nucléaire crédités dans l'analyse de la sûreté doivent être limitatifs pour les plages de paramètres autorisées par les

procédures d'exploitation ou, en utilisant une méthode statistique, couvrir un pourcentage élevé prédéterminé de chaque plage à un haut niveau de confiance prédéterminé.

Les paramètres de la centrale nucléaire suivants peuvent être utilisés dans l'analyse comme données d'entrée et doivent être précisés dans les LCE, mesurés ou évalués pendant l'exploitation de la centrale :

- les puissances neutroniques et thermiques comprenant la distribution de puissance
- les pressions
- les températures
- les débits
- les niveaux
- les fuites ou contournement des vannes, des joints d'étanchéité, des tubes du générateur de vapeur et de l'enveloppe de confinement
- les inventaires de matières radioactives
- les défauts de la gaine du combustible
- les formes de flux
- la pureté isotopique du caloporteur et du modérateur (le cas échéant)
- la concentration de poison neutronique
- le taux de combustion et sa distribution dans le cœur du réacteur
- la tolérance des instruments
- les constantes de temps et les délais des instruments
- les paramètres liés au vieillissement des SSC (en plus de tenir compte des effets du vieillissement sur les autres paramètres)
- la position des barres, des vannes, des registres, des portes, des barrières
- le nombre de composants opérationnels, comme les pompes et les vannes

Nota : Lors de la préparation des données énumérées dans la liste ci-dessus, certains paramètres (comme le taux de combustion et sa distribution dans le cœur du réacteur) ne sont pas mesurés directement. Les caractéristiques du cœur du réacteur pour tous les chargements de combustible doivent être prises en compte. Dans cet exemple, elles sont évaluées et extraites de la simulation par ordinateur pour laquelle l'exactitude est appuyée par les données de la centrale et les données expérimentales. Certaines entrées de l'analyse de la sûreté sont en général dérivées ou tirées des données obtenues de façon expérimentale.

Il faut également noter que les effets du vieillissement comprennent des mécanismes de longue durée qui causent une dégradation progressive et des mécanismes qui causent une dégradation rapide. Les mécanismes de dégradation comprennent les cycles thermiques, la déformation, les tensions, le fluage, les égratignures, la fatigue, la fissuration, la corrosion et l'érosion. Les limites de vieillissement permises font partie des données d'entrée de l'analyse de la sûreté.

Il faut déceler et enregistrer les incertitudes concernant les données de la centrale, et en tenir compte dans les analyses d'incertitude et de sensibilité.

5.4.4 Hypothèses utilisées pour l'analyse

Des hypothèses sont formulées dans les données d'entrée, comme celles relatives aux paramètres de conception et d'exploitation, de même que dans les modèles physiques et numériques mis en œuvre dans les programmes informatiques.

Les hypothèses peuvent être réalistes, ou délibérément biaisées dans une orientation conservatrice.

Les hypothèses généralement utilisées pour l'analyse de défense en profondeur de niveau 3 des IFP et des AD sont décrites dans les sous-sections 5.4.4.1 à 5.4.4.7. Il faut noter que certaines de ces hypothèses ne sont pas nécessaires dans l'analyse des IFP pour évaluer les capacités du système de contrôle (défense en profondeur de niveau 2) si une telle approche peut être justifiée.

Dans le cas de l'analyse de la sûreté des AHD, l'un des objectifs consiste à démontrer les capacités des SSC à répondre aux exigences de conception prescrites pour les conditions d'AHD. L'analyse doit prendre en compte l'ensemble des possibilités qu'offre la conception de la centrale, y compris l'utilisation de certains systèmes de sûreté et d'autres systèmes au-delà de leurs fonctions initiales (pour ramener de l'état d'accident grave potentiel à un état contrôlé ou pour atténuer ses conséquences). Les hypothèses d'analyse des AHD concernant le crédit et la modélisation des systèmes de la centrale et de leur capacité au cours d'un AHD doivent être conformes aux objectifs de l'analyse. Si l'on crédite l'utilisation des systèmes au-delà de leur fonction initiale prévue, il devrait y avoir des motifs raisonnables pour présumer que ces systèmes pourront être utilisés, et le seront, tel qu'il est décrit dans l'analyse. Cette présomption peut être fondée sur l'évaluation de l'efficacité du fonctionnement de ces systèmes dans des conditions d'accident grave, s'ils demeurent encore disponibles.

5.4.4.1 Critère de défaillance unique dans le groupe de sûreté

Le critère de défaillance unique stipule que le groupe de sûreté formé d'un système de sûreté et de ses systèmes de soutien doit être en mesure d'exécuter ses fonctions spécifiques même si un seul composant subit une défaillance à l'intérieur de ce groupe.

Les attentes relatives à l'application du critère de défaillance unique dans la conception sont indiquées dans le document d'application de la réglementation RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*.

L'analyse doit partir du principe qu'une défaillance unique se produit pour chaque élément d'un groupe de sûreté à tour de rôle et identifier la pire des défaillances uniques pour chaque critère d'acceptation. En plus d'une défaillance unique d'un composant, l'analyse doit tenir compte de l'impact des travaux d'entretien, d'inspection ou de réparation, ou des essais, éventuels sur le rendement du groupe de sûreté.

L'analyse de la sûreté pour le cas des IFP et des AD pour la défense en profondeur de niveau 3 doit appliquer le critère de défaillance unique à chaque groupe de sûreté.

Il n'est pas nécessaire d'appliquer le critère de défaillance unique dans l'analyse des IFP pour la défense en profondeur de niveau 2 et des AHD.

5.4.4.2 Défaillances indirectes

L'analyse doit prendre en compte les défaillances indirectes qui peuvent se produire après un événement initiateur.

Toute défaillance résultant de l'événement initiateur fait partie intégrante de cet événement et n'est pas considérée comme une défaillance unique aux fins de l'analyse de la sûreté.

Par exemple, il faut présumer que l'équipement qui n'est pas qualifié pour des conditions d'accident particulières sera défaillant, à moins que son fonctionnement normal ne mène à des résultats plus conservateurs.

5.4.4.3 Crédit pour les actions des systèmes - rendement des structures, systèmes et composants

5.4.4.3.1 Disponibilité des systèmes

Le fonctionnement des systèmes ne doit être crédité que lorsque ceux-ci sont conçus ou prévus pour exécuter la fonction demandée et qualifiés pour palier toutes les défis et tous les effets de mode commun dus à l'accident.

Dans l'analyse de la sûreté d'un IFP pour la défense en profondeur de niveau 2, on peut créditer le fonctionnement des systèmes de procédé et de contrôle dont les interventions pourraient contribuer à atténuer l'événement, tant que les systèmes crédités ne sont pas compromis à la suite de l'événement initiateur. L'état de ces systèmes et les valeurs attribuées à leurs paramètres doivent être justifiés.

Dans l'analyse de la sûreté pour le cas des IFP et des AD pour la défense en profondeur de niveau 3, aucun crédit ne doit être attribué pour le fonctionnement des systèmes de contrôle dans l'atténuation des effets de l'événement initiateur. Les effets des interventions des systèmes de contrôle doivent être pris en compte si ces interventions risquent d'aggraver le transitoire ou de retarder l'activation des fonctions de protection.

Si le fonctionnement de l'équipement non qualifié entraîne des conséquences d'événement plus graves, il faut prendre comme hypothèse générale qu'un tel équipement fonctionne d'une manière qui aggrave l'événement.

On présume que tout équipement de procédé qui fonctionne avant l'événement continue à fonctionner s'il n'est pas touché par l'événement initiateur. Par exemple, on peut présumer que l'alimentation des générateurs de vapeurs se poursuivra jusqu'à la panne d'électricité, pour les événements qui ne créent pas un environnement hostile.

5.4.4.3.2 Défaillances partielles et totales

Les défaillances partielles et totales des équipements doivent être prises en compte dans l'analyse de chaque séquence de défaillance pour déceler la pire défaillance pour chaque critère d'acceptation.

5.4.4.3.3 Défaillance de tuyauterie grave

Divers modes de rupture de la tuyauterie doivent être pris en compte dans les analyses de perte de caloporteur. Ils comprennent les ruptures circonférentielles, à guillotine et longitudinales, à n'importe quel point du système.

Dans le cas des ruptures circonférentielles et à guillotine, l'analyse devrait porter sur une section d'écoulement allant jusqu'à deux fois la section de passage de la conduite ou du collecteur.

Dans le cas des ruptures longitudinales, l'analyse doit comprendre une justification de la limite maximale de la taille de la rupture hypothétique.

L'emplacement, la taille et l'orientation de la rupture qui sont les plus défavorables et qui posent le plus des défis en ce qui a trait aux exigences de l'analyse de la sûreté devraient être déterminés au moyen d'analyses, dont une analyse de sensibilité, en utilisant un modèle de rupture conservateur.

Pour les réacteurs CANDU, les défaillances des collecteurs d'entrée et de sortie sont considérées comme des ruptures de tuyauterie.

5.4.4.3.4 Perte de l'alimentation électrique hors site

En plus d'une défaillance unique et des défaillances indirectes, il faut supposer une perte d'alimentation électrique hors site sauf si une justification est fournie.

On présume que la perte d'alimentation hors site se produit soit au déclenchement de l'événement ou à la suite du déclenchement du réacteur et de la turbine. Par exemple, lorsqu'on suppose la perte d'alimentation de Catégorie IV (réacteur de type CANDU), l'événement devrait être analysé à la fois avec ou sans perte d'alimentation électrique hors site et en utilisant les résultats les plus limitatifs.

5.4.4.4 Crédits pour les actions des systèmes - Performance des systèmes de sûreté

Il faut créditer les systèmes de sûreté à leur fonctionnement minimal admissible conformément aux LCE.

5.4.4.4.1 Dispositifs d'arrêt d'urgence

L'analyse déterministe de la sûreté doit démontrer l'efficacité de tous les dispositifs d'arrêt d'urgence crédités en expliquant que la conception répond aux critères d'acceptation applicables (voir la sous-section 5.3).

Cette sous-section comprend différentes attentes, selon la conception et les caractéristiques inhérentes du réacteur comme on le décrit dans le document RD-337. Deux grandes catégories de réacteurs sont prises en compte, comme suit :

- les réacteurs dotés de caractéristiques de sûreté intrinsèque : conçus de façon à démontrer qu'un IFP ou un AD avec défaillance du système d'arrêt rapide (analyse de type transitoire anticipée sans déclenchement du réacteur) n'entraîne pas des dommages graves du cœur du réacteur ni une menace précoce importante pour l'enclume de confinement
- les réacteurs dotés de caractéristiques de sûreté technique : conçus de façon qu'on ne peut pas démontrer qu'un IFP ou un AD avec défaillance du système d'arrêt rapide n'entraînent pas des dommages graves du cœur du réacteur ni une menace précoce importante pour l'enclume de confinement

Les critères d'acceptation applicables pour les deux catégories de réacteurs sont indiqués ci-dessous :

Réacteurs dotés de caractéristiques de sûreté intrinsèque

Pour le premier dispositif d'arrêt d'urgence rapide, l'analyse doit démontrer que les critères applicables à la classe d'événement initiateur (IFP ou AD selon le cas) sont respectés. Les interventions de l'opérateur pour compléter l'action des dispositifs d'arrêt d'urgence rapide peuvent être créditées à condition que les conditions de déclenchement manuel du réacteur soient respectés (voir la fin de la présente sous-section).

Pour le deuxième dispositif d'arrêt d'urgence (qui peut être déclenché manuellement), la fréquence d'un IFP et la fréquence de défaillance du dispositif d'arrêt d'urgence rapide peuvent entraîner une fréquence combinée qui se situe dans la plage d'un AD et dans ce cas les limites applicables sont les limites de doses liées à un AD. Si le concepteur peut garantir une très haute

fiabilité du dispositif d'arrêt d'urgence rapide, il peut être acceptable d'utiliser les limites relatives à un AHD, c.-à-d. les objectifs de sûreté.

La fréquence d'un AD et la fréquence de défaillance du dispositif d'arrêt d'urgence rapide peuvent entraîner une fréquence combinée qui se situe dans la plage d'un AHD et dans ce cas, les limites applicables sont les objectifs de sûreté.

Réacteurs dotés de caractéristiques de sûreté technique

Ces réacteurs sont dotés de deux dispositifs d'arrêt d'urgence rapides redondants, toutes les deux démontrant une efficacité équivalente (voir RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*). Les critères pour les deux dispositifs d'arrêt d'urgence seront les mêmes et seront des critères d'IFP ou d'AD tel que applicable à la classe d'événement.

Pour aider à mieux comprendre les attentes liées aux paramètres de déclenchement, le tableau 3 peut être utilisé pour définir les attentes minimales pour l'événement particulier visé.

La conception des réacteurs dotés de caractéristiques de sûreté intrinsèque est illustrée comme « scénario 1 de conception du réacteur ».

La conception des réacteurs dotés de caractéristiques de sûreté technique est illustrée comme « scénario 2 de conception du réacteur ».

Tableau 3 : Attentes minimales pour le nombre de paramètres de déclenchement

Scénario de conception du réacteur	L'échec de l'arrêt d'urgence compromet le confinement	Dispositif d'arrêt d'urgence (DAU)	Attente liée au paramètre de déclenchement (PD) idéal	Paramètre de déclenchement direct disponible?	Attente minimale	Total paramètres de déclenchement
1	Non	Un seul DAU rapide	Un seul PD direct par événement	Oui	Un seul PD direct par événement	Un seul PD
				Non	Deux PD indirects diverse par événement	Deux PD
		Deuxième DAU	Un seul PD direct par événement	Oui	Un seul PD direct par événement	Un seul PD
				Non	Deux PD indirects divers par événement	Deux PD
2	Oui	Un seul DAU rapide	Deux PD par événement (au moins un direct)	Oui	Deux PD (au moins un direct)	Deux PD
				Non	Deux PD indirects	Deux PD
		Deuxième DAU	Deux PD par événement (au moins un direct)	Oui	Deux PD (au moins un direct)	Deux PD
				Non	Deux PD indirects	Deux PD

Il faut noter les points principaux suivants, tirés du tableau 3 :

- il faut toujours disposer de deux dispositifs d'arrêt d'urgence pour chaque scénario de conception du réacteur
- si les conséquences de l'échec de l'arrêt d'urgence peuvent compromettre le confinement, alors deux dispositifs d'arrêt d'urgence rapide sont exigés (scénario 2 de conception du réacteur)
- si les conséquences de l'échec de l'arrêt d'urgence peuvent compromettre le confinement, alors il y a deux paramètres de déclenchement par événement et par système d'arrêt d'urgence rapide
- dans la mesure du possible, un dispositif d'arrêt d'urgence doit comporter des paramètres de déclenchement multiples variés
- dans la mesure possible, les paramètres de déclenchement entre les dispositifs d'arrêt d'urgence doivent être variés

Un déclenchement manuel du réacteur peut être considéré comme l'équivalent d'un paramètre de déclenchement si les exigences visant à créditer l'intervention de l'opérateur de la salle de commande principale sont respectées (voir la sous-section 5.4.4.5) et la fiabilité de l'arrêt manuel respecte les exigences de fiabilité d'un déclenchement automatique.

5.4.4.4.2 Système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur

Si le système de refroidissement d'urgence du cœur du réacteur (SRUC) a une logique d'injection conditionnée à la présence d'autres indicateurs (c.-à-d. signal de conditionnement), alors l'analyse de la sûreté doit identifier et évaluer les conséquences des situations dans lesquelles ces signaux de conditionnement peuvent être aveuglés .

Si la logique d'activation du SRUC est complexe (c.-à-d. que plusieurs interventions différentes sont nécessaires pour que le système soit considéré comme entièrement activé), alors l'analyse de la sûreté doit tenir compte des conséquences si certaines de ces interventions ne se produisent pas, par exemple si l'aspiration de la pompe du SRUC ne parvient pas à se réaligner sur le puisard de confinement.

Dans certaines conceptions, on doit prendre en compte les éléments suivants :

- potentiel d'entraînement du gaz qui pourrait occasionner des dommages dus aux coups de bélier
- conséquences sur les débits de recirculation du colmatage des filtres, obstructions par des débris, de blocage de l'échangeur de chaleur et de la cavitation des pompes
- l'effet des gaz non condensables sur l'écoulement et le transfert de chaleur

L'analyse de la sûreté doit tenir compte de l'impact, sur l'efficacité du SRUC, de l'inaction, de l'action partielle et du fonctionnement normal de tout autre système qui augmente ou diminue la capacité de refroidissement du SRUC.

5.4.4.4.3 Confinement

L'analyse déterministe de la sûreté doit identifier et évaluer les conséquences des situations où l'instrumentation de l'isolation du confinement fonctionne en aveugle. Dans le cas du confinement, « en aveugle » se rapporte aux conditions pour lesquelles un point de consigne d'activation de l'isolation du confinement est approché mais pas atteint. Par exemple, l'enceinte de confinement peut être « aveuglée » par l'inaction, l'action partielle ou le fonctionnement

normal d'autres systèmes qui complètent ou dégradent la performance de l'enclume de confinement. Les scénarios du confinement en aveugle sont importants parce que lors d'un accident qui présente un potentiel de rejet de matières radioactives l'activation de l'isolation du confinement ne peut pas déclenchée.

Le débit de fuite de l'enclume de confinement présumé dans l'analyse doit être fondé sur les exigences d'étanchéité de conception et confirmé par les tests du débit de fuite.

5.4.4.4 Équipements en cours d'entretien

L'analyse doit tenir compte, lorsque c'est pertinent, de la possibilité que l'équipement soit retiré du service pour des fins d'entretien.

5.4.4.5 Intervention de l'opérateur

Il faut répertorier les interventions que fera l'opérateur en réponse à un accident. On peut créditer ces interventions dans l'analyse de la sûreté pour la défense en profondeur de niveau 3 seulement si :

- une instrumentation fiable est conçue pour donner des indications claires et non ambiguës sur le besoin de prendre des mesures
- la centrale dispose de procédures d'exploitation qui indiquent les interventions nécessaires, la formation de l'opérateur, le personnel de soutien, les pièces de rechange et l'équipement
- les conditions environnementales n'empêchent pas l'exécution sécuritaire des interventions de l'opérateur

Lorsqu'il y a eu des premières indications claires et non ambiguës sur la nécessité des interventions de l'opérateur, de telles interventions peuvent normalement être créditées dans l'analyse de la sûreté pour la défense en profondeur de niveau 3 pas plus tôt que :

- 15 minutes dans le cas des interventions faites dans la salle de commande principale
- 30 minutes dans le cas des interventions faites à l'extérieur de la salle de commande principale (voir le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*)

Il faut démontrer au moyen d'une évaluation que le temps spécifié est suffisant pour que l'opérateur détecte, réalise un diagnostic complet et exécute les interventions nécessaires. Une telle évaluation doit prendre en compte les points suivants :

- l'intervalle entre le déclenchement de l'événement initiateur et la réception de l'indication de l'événement par l'opérateur
- le temps nécessaire pour procéder au diagnostic
- le temps nécessaire pour effectuer l'intervention
- le temps nécessaire pour que la fonction de sûreté soit réalisée

Dans certains cas, qui doivent être justifiés, on peut supposer des temps de fin d'intervention inférieurs à 15 minutes pour la salle de commande, pourvu que :

- l'opérateur se consacre exclusivement à l'intervention en question
- l'intervention prescrite est unique et ne suppose pas un choix à partir de plusieurs options
- l'intervention prescrite est simple et ne nécessite pas de manipulations multiples

L'évaluation des points d'intervention humaine crédités doit être documentée formellement. Elle doit aussi comporter un processus de validation qui pourrait comprendre :

- des procédures documentées qui définissent les points d'entrée et les interventions de l'opérateur
- la formation du personnel au sujet de ces procédures
- la participation aux exercices, simulations et études au simulateur de la salle de commande pour confirmer que les interventions humaines peuvent être effectuées et pour évaluer les durées d'intervention
- prise en compte des données provenant du simulateur de salle de commande obtenues au cours de la formation
- l'analyse et l'évaluation des durées de réponse pour déterminer des estimations de temps crédibles à utiliser dans les analyses de la sûreté
- les rapports de validation

5.4.4.6 Hypothèses en matière de modélisation

Les hypothèses intégrées aux programmes informatiques ou élaborées au cours de l'application des programmes doivent être telles que les résultats de l'analyse de la sûreté (que ce soit la méthode de la meilleure estimation ou conservatoire) demeurent valides sur le plan physique.

Pendant la réalisation de l'analyse de la sûreté, il faudrait fournir des justifications pertinentes dans tous les cas où les hypothèses utilisées sont différentes de celles utilisées dans la validation.

5.4.4.7 Calculs des doses

Comme l'indique la sous-section 5.3, la dose efficace au corps entier pour les membres du groupe critique (à la périphérie du site ou au-delà), est calculée dans l'analyse déterministe de la sûreté pendant une période de 30 jours suivant l'événement analysé.

La dose efficace doit être utilisée dans les calculs de doses et doit comprendre les contributions :

- du rayonnement externe provenant des nuages et des dépôts au niveau du sol
- de l'inhalation de matières radioactives
- de l'absorption de tritium par la peau

Dans les calculs de doses, le pire scénario météorologique au point de vue de la dose prévue doit être supposé. Tous les scénarios météorologiques dont les probabilités de fréquence sont supérieures à 5 % doivent être pris en compte.

Aucune intervention sous forme de décontamination ou d'évacuation ne doit être présumée. Mais on peut supposer l'intervention contre l'ingestion des matières radioactives et des procédés naturels d'élimination.

Les calculs de doses doivent être également effectués à divers intervalles de temps et jusqu'à un (1) an après l'accident.

5.4.5 Programmes informatiques

L'utilisation de programmes informatiques réalistes dans l'analyse de la sûreté est préférable, étant donné que l'utilisation de programmes conservateurs peut produire des résultats trompeurs ou irréalistes. Toutefois, une base de données expérimentale vaste doit être constituée pour

démontrer l'applicabilité du programme et pour le valider, en fournissant ainsi un élément de confiance pour les prédictions des programmes.

Les modèles entièrement intégrés pourraient donner une représentation plus précise de l'événement et doivent être utilisés dans la mesure du possible. Ces modèles portent sur tous les phénomènes importants dans un programme unique ou dans un ensemble de programmes. L'application séquentielle des programmes de discipline unique risque de donner une image inexacte des mécanismes de rétroaction que les modèles entièrement intégrés et doit être évitée sauf en cas d'avantage particulier.

Comme le précise le document RD310, la norme CSA N286.7-99, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires* doit être appliquée dans l'utilisation et l'élaboration des programmes d'analyse de la sûreté.

Le choix des programmes informatiques devrait tenir compte de l'applicabilité du code, du domaine de validation du programme et de sa capacité de représenter convenablement le système physique.

5.4.5.1 Applicabilité des programmes informatiques

Pour l'analyse de la sûreté d'un événement, l'applicabilité des programmes informatiques utilisés pour prévoir les conséquences est établie avant d'effectuer l'analyse. La démonstration de l'applicabilité du programme comporte les étapes suivantes :

- identification de tous les phénomènes qui influent de façon importante sur les paramètres clés de sortie (voir la sous-section 5.4.2.3)
- confirmation que le programme met en œuvre des modèles adéquats pour tous les phénomènes clés et démonstration que ces modèles ont été vérifiés et validés par rapport aux essais à effet distinct
- évaluation des équations avec des solutions de forme fermées et des relations constitutives
- évaluation des effets d'échelle. L'adaptabilité des effets globaux de tests doit être évaluée pour confirmer qu'il n'y a pas d'anormalité importante dans la base de données. Les effets d'échelle et leurs impacts sur l'évaluation du programme doivent être déterminés, évalués et traités dans l'analyse de la sûreté
- évaluation de la stabilité numérique des calculs et de la convergence temporelle et spatiale des approximations itératives. La convergence spatiale et temporelle est réalisée lorsqu'une augmentation ou une réduction du pas de discrétisation nodal ou temporel (qui comprend le changement du pas de temps minimal s'il y a lieu) ne changent pas les résultats de simulation de façon importante
- étude des écarts ou des lacunes dans l'applicabilité du programme pour l'événement analysé

L'évaluation d'applicabilité du programme et des bases de connaissances pertinentes sont documentées de façon suffisamment détaillée pour permettre un examen indépendant.

Pour la modélisation qui comporte de nombreux phénomènes couplés, on doit démontrer que les données sont transférées au travers des interfaces (c.-à-d. du calcul d'un phénomène à un autre) de façon à saisir adéquatement les phénomènes physiques et les mécanismes de rétroaction.

5.4.5.2 Validation du programme et quantification de l'exactitude

Le document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, exige que tous les programmes informatiques soient validés pour leur application dans l'analyse de la sûreté.

L'objet de la validation est d'établir la confiance dans la capacité d'un programme pour une application donnée et également de déterminer l'exactitude de celui-ci.

La validation doit :

- démontrer la capacité et la crédibilité du programme informatique à utiliser dans une analyse particulière
- quantifier l'exactitude des calculs du programme (qualifiés par la comparaison des prédictions du programme avec les données expérimentales ou d'autres solutions connues)

Les programmes utilisés dans l'analyse de la sûreté sont validés en comparant les prédictions des programmes avec :

- les données expérimentales
- les données de mise en service et les données d'exploitation, si elles sont disponibles
- les solutions aux problèmes standards ou de référence
- les solutions mathématiques de forme fermées
- les résultats d'un autre programme informatique validé

La comparaison des prédictions des programmes avec les solutions aux problèmes standards ou avec les solutions mathématiques de forme fermées aux fins de validation est acceptable, mais elle devrait normalement être complétée par d'autres types de comparaisons.

La base de données expérimentale utilisée pour la validation peut englober les effets distincts, ainsi que les essais globaux et des composants. La validation des essais choisis doit satisfaire aux critères suivants :

- les données d'essai sont obtenues dans des conditions physiques et géométriques et les phénomènes sont pertinents soit pour les conditions d'exploitation normales ou pour un scénario d'accident hypothétique dans le réacteur
- les essais utilisés pour la validation sont exempts de distorsions attribuables à la géométrie ou à d'autres propriétés, dans la mesure du possible
- les incertitudes liées aux mesures sont quantifiées
- les erreurs systématiques (biais) sont réduites au minimum et leurs sources sont comprises
- les essais globaux utilisés pour la validation doivent être propres au réacteur et contenir des composants représentatifs de ceux des centrales nucléaires
- les données utilisées pour l'élaboration du modèle sont indépendantes des données utilisées pour la validation du programme informatique

L'exactitude des prévisions du programme doit être fournie pour les paramètres clés de modélisation et pour les paramètres de la centrale utilisés destinés à contrôler la puissance ou pour déclencher un système d'atténuation. (Voir la sous-section 5.4.2.7).

Le biais et la variabilité du biais du programme informatique peuvent être obtenus à partir de la comparaison des prédictions du programme avec les données expérimentales.

Les modèles du programme utilisés au cours de la validation doivent être précisés et recommandés pour être utilisés dans l'analyse de la sûreté, afin que celle-ci soit conforme à la validation. Autrement, il faut évaluer l'incidence de l'utilisation de modèles différents sur les résultats de simulation (exactitude du programme).

Il faut formuler des recommandations claires au sujet de l'utilisation d'un programme au-delà des conditions pour lesquelles la validation a été effectuée, et les effets d'une telle extrapolation doivent être évalués et pris en compte.

Il faut évaluer l'effet des hypothèses de modélisation sur les résultats de la validation, y compris la confirmation qu'on a obtenu une convergence spatiale et temporelle de la solution.

La documentation portant sur les outils informatiques doit être claire et facile à suivre, de sorte que les incertitudes attribuables aux effets de l'utilisateur soient négligeables. L'utilisation de matériel informatique ou de systèmes d'exploitation différents doit également avoir des effets négligeables. Les moyens comme la formation d'utilisateur et la conformité aux procédures d'assurance de la qualité doivent être clairement énoncés.

La validation des programmes informatiques doit être effectuée par des personnes qualifiées. Les rapports de validation doivent être examinés par des personnes qualifiées qui n'ont pas participé à la validation.

Les directives mentionnées ci-dessus sont conformes et complètent les exigences de la norme CSA N286.7-99, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires*.

5.4.5.3 Représentations physiques

Les données sont également préparées pour fournir une représentation mathématique des composants physiques et de la manière dont leurs configurations doivent être représentées dans la simulation par ordinateur. La préparation de ces données d'entrée doit respecter les principes suivants :

- une méthode systématique pour représenter les composants et les connexions doit être élaborée
- la base pour la méthodologie doit être documentée. Les méthodes utilisées sont généralement fondées sur l'expérience dans la représentation des installations expérimentales et autres centrales ayant des configurations semblables
- la représentation doit être vérifiée et validée
- dans certains cas, les essais en installation (comme les essais de mise en service) sont nécessaires pour établir l'exactitude de telles représentations

En général, les représentations utilisées pour les simulations des centrales doivent être créées en utilisant les mêmes principes que les représentations utilisées pour la validation du programme afin de réduire au minimum les effets connexes attribuables à l'utilisateur.

5.4.6 Conservatisme dans l'analyse

L'analyse de la sûreté doit incorporer un certain degré de conservatisme qui répond aux objectifs de l'analyse de la sûreté et qui dépend de la classe de l'événement. Le degré de conservatisme est souvent nécessaire dans l'analyse de la sûreté pour couvrir l'impact potentiel des incertitudes et peut être obtenu par l'application judicieuse des hypothèses et données conservatrices.

Le concept de conservatisme est appliqué à l'analyse de la sûreté pour la défense en profondeur de niveau 3 pour s'assurer que des hypothèses limitatrices sont utilisées dans les cas où la connaissance des phénomènes physiques serait insuffisante.

Pour la défense en profondeur des niveaux 2 et 4, l'analyse de la sûreté doit être effectuée en utilisant les hypothèses, données et méthodes de la meilleure estimation. Lorsque cela n'est pas possible, un degré raisonnable de conservatisme, approprié aux objectifs correspondant à ces niveaux, doit être appliqué pour compenser le manque de connaissance adéquate au sujet des processus physiques régissant ces événements.

S'il est permis – et parfois recommandé – d'utiliser des programmes conservateurs, il est généralement préférable d'appliquer des programmes informatiques réalistes (meilleure estimation). Lorsque des résultats d'analyse conservateurs sont exigés pour l'analyse de défense en profondeur de niveau 3 (IFP et AD), les programmes informatiques pour la meilleure estimation doivent être utilisés avec l'évaluation de la modélisation et des incertitudes liées aux paramètres d'entrée de la centrale.

L'analyse déterministe de la sûreté pour les IFP et les AD (analyse conservatrice pour la défense en profondeur de niveau 3) doit :

- appliquer le critère de défaillance unique pour tous les groupes de sûreté et s'assurer que les groupes de sûreté sont qualifiés au point de vue environnemental et sismique
- utiliser le rendement minimal admissible (établi dans les LCE) pour les groupes de sûreté
- tenir compte des défaillances indirectes qui peuvent survenir suite à l'événement initiateur
- créditer les interventions des systèmes de procédé et de contrôle seulement lorsque les systèmes sont passifs et qualifiés du point de vue environnemental et sismique pour les conditions d'accident
- inclure les interventions des systèmes de procédé et de contrôle quand elles peuvent avoir un effet préjudiciable sur les conséquences de l'accident analysé
- créditer les systèmes de procédé qui fonctionnent normalement et qui ne sont pas touchés par l'accident analysé
- si les interventions de l'opérateur sont créditées, on doit démontrer que l'on a pris en compte le « pire cas » d'intervention de l'opérateur dans l'analyse et l'évaluation

Le choix indépendant de tous les paramètres à leurs valeurs conservatrices peut entraîner des états de la centrale qui ne sont pas physiquement réalisables. Si cela était le cas, on recommande de choisir de manière conservatrice les paramètres clés qui influeraient le plus les résultats par rapport au critère d'acceptation à l'étude. Les autres paramètres peuvent être spécifiés de façon plus cohérente dans les calculs subséquents. Chaque calcul doit quantifier l'impact d'un paramètre particulier, afin que les effets de tous les paramètres puissent être évalués.

5.5 Documentation de l'analyse de la sûreté

Les documents sur l'analyse de la sûreté doivent être exhaustifs et suffisamment détaillés pour permettre une révision concluante. La revue doit être indépendante et réalisée par des experts dûment qualifiés. En particulier, ces documents doivent comprendre les éléments suivants :

- une base technique qui comprend :
 - le ou les objectifs de l'analyse
 - la description de l'événement analysé, qui doit comprendre la description du mode d'exploitation de la centrale nucléaire, l'intervention des SSC, les interventions de l'opérateur et les phases importantes de l'événement analysé (il est à noter qu'il faut également identifier les autres événements pour les quels l'événement analysé est limitatif)

- la description des préoccupations liées à la sûreté, des défis pour la sûreté, ainsi que des critères, des exigences et des limites numériques applicables
- la détermination des principaux phénomènes touchés de façon importante par les paramètres clés relatifs à l'événement analysé, ainsi qu'une description du processus systématique utilisé lors de l'identification des paramètres clés
- une description de l'installation analysée, notamment ses systèmes importants et leur rendement, ainsi que les interventions des opérateurs
- des informations sur la méthode d'analyse et ses hypothèses
- des informations démontrant l'applicabilité des programmes, y compris (lorsqu'elles sont disponibles) des preuves de leur validation au moyen d'expériences avec des prototypes et de l'évaluation de leur exactitude, ainsi que les références pour les résultats expérimentaux pertinents. La démonstration que les hypothèses utilisées dans l'analyse sont cohérentes avec les limites d'exploitation de la centrale (avec des preuves de l'exploitation de la centrale nucléaire et des expériences démontrant ainsi que les écarts observés dans les paramètres d'exploitation et les incertitudes utilisées dans la modélisation des paramètres sont cohérents)
- une description des résultats de l'analyse, y compris les résultats des études de sensibilité et d'incertitude suffisamment détaillées pour montrer le phénomène dominant. La preuve de la vérification indépendante des entrées et des résultats. La preuve de la révision de l'analyse, y compris l'évaluation de l'impact, le cas échéant, sur les limites, conditions, manuels, etc. d'exploitation de la centrale

La documentation sur l'analyse de la sûreté doit être rédigée de façon à être facilement compréhensible par le personnel de la centrale qui contrôle les limites et conditions d'exploitation de la centrale.

5.6 Revue et mise à jour de l'analyse de la sûreté

5.6.1 Revue des résultats de l'analyse de la sûreté

Des procédures doivent être élaborées pour déterminer l'envergure de la revue indépendante à appliquer à chaque étape de l'analyse de la sûreté.

Pour évaluer l'analyse de la sûreté et identifier les lacunes potentielles, les examinateurs doivent bien connaître :

- les normes de la sûreté, les méthodes d'analyse et la recherche technique et scientifique
- les modifications des données d'exploitation, de conception, ainsi que de l'enveloppe d'exploitation sûre et des procédures d'exploitation de la centrale
- les données sur l'expérience d'exploitation d'autres centrales nucléaires

Lors de la revue de l'analyse de la sûreté, les éléments d'examen suivants doivent être pris en compte :

- informations sur la conception de la centrale, supportées par des plans concernant l'aménagement de la centrale, des dessins pour les systèmes et les équipements, ainsi que des manuels de conception
- limites d'exploitation et états opérationnels permis
- informations sur la capacité fonctionnelle de la centrale, des systèmes et des composantes principales des équipements
- résultats des essais qui valident la capacité fonctionnelle
- résultats de l'inspection des composants

- caractéristiques du site, par exemple une base de données sur les inondations, les séismes, la météorologie et l'hydrologie
- caractéristiques hors site, y compris la densité de la population
- résultats d'analyses semblables
- développements touchant les méthodes analytiques et les programmes informatiques
- règlements relatifs à l'analyse de la sûreté
- normes et procédures d'analyse de la sûreté

La portée et la méthode de l'examen doivent tenir compte des éléments suivants :

- complexité et nouveauté de l'analyse
- similarité avec les analyses examinées antérieurement
- marges prévues des critères d'acceptation

Pour une analyse nouvelle et complexe, l'utilisation des méthodes alternatives devrait être envisagée pour confirmer les résultats d'analyse. Les méthodes alternatives utilisées aux fins de confirmation peuvent être simplifiées, mais doivent être capables de démontrer que les résultats d'analyse initiaux sont raisonnables.

5.6.2 Mise à jour de l'analyse de la sûreté

Le rapport de l'analyse de la sûreté est périodiquement revu et actualisé pour tenir compte des changements de configuration et de conditions (incluant ceux liés au vieillissement), des paramètres et procédures d'exploitation, des résultats de recherche et de l'avancée des connaissances sur les phénomènes physiques, conformément à la norme d'application de la réglementation S-99.1, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*.

La mise à jour périodique du rapport de l'analyse de la sûreté doit :

- intégrer les nouvelles informations
- examiner les nouveaux problèmes soulevés
- utiliser les outils et les méthodes actuels
- traiter l'impact des modifications sur la conception et les procédures d'exploitation susceptibles de se produire au cours de la durée de vie d'une centrale nucléaire

La mise à jour de l'analyse de la sûreté permet de s'assurer qu'elle demeure valide tout en tenant compte :

- de l'état actuel de la centrale nucléaire
- de la configuration permise de la centrale et des conditions d'exploitation admissibles
- de l'état prévu en fin de vie de la centrale
- des modifications des méthodes d'analyse, des normes de sûreté et des connaissances qui invalident l'analyse de la sûreté existante

Afin d'atteindre les objectifs susmentionnés, les lignes directrices qui suivent peuvent être utilisées pour la mise à jour des analyses de la sûreté :

- examiner les méthodes d'analyse de la sûreté par rapport aux normes applicables et les résultats de recherche disponibles au Canada et dans le monde pour répertorier les éléments à prendre en compte

- examiner les modifications apportées aux données de la centrale, à la conception, à l'enveloppe d'exploitation et aux procédures d'exploitation de la centrale nucléaire pour identifier les éléments à actualiser
- examiner les informations sur la mise en service et l'expérience d'exploitation de la centrale nucléaire, au Canada et dans le monde, pour relever les informations pertinentes à prendre en compte
- examiner les progrès réalisés au chapitre de la résolution des questions soulevées antérieurement au sujet de l'analyse de la sûreté, pour évaluer leurs impacts sur les méthodes et les résultats de l'analyse de la sûreté

5.7 Qualité de l'analyse de la sûreté

Toutes les activités de l'analyse de la sûreté doivent être exécutées conformément au programme d'assurance de la qualité (AQ) établi. Toutes les sources de données doivent être référencées et documentées, et les diverses étapes du processus doivent être enregistrées et archivées pour permettre d'effectuer une vérification indépendante.

Le programme d'AQ de l'analyse de la sûreté doit se conformer aux exigences réglementaires, programmes et normes, ainsi qu'aux meilleures pratiques internationales.

Annexe A : Extrants de l'identification et de la classification des événements

Ce tableau présente un classement des événements en IFP, AD et AHD et illustre les extrants du processus d'identification et de classification des événements décrits dans la sous-section 5.2. Cette liste n'est fournie qu'à titre indicatif et n'est en aucun cas exhaustive.

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
APRP à l'intérieur de l'enceinte de confinement				
très petit APRP (fuite) <ul style="list-style-type: none"> fuite du circuit caloporteur (CP) à l'intérieur de l'enceinte de confinement (dans les limites de la capacité de la pompe d'alimentation en D₂O jusqu'à 50 kg/s) 	pas de défaillance additionnelle	√		
petit APRP <ul style="list-style-type: none"> petite rupture d'une conduite de CP (~ 50 à 1 000 kg/s) rupture d'une conduite à la partie supérieure du pressuriseur défaillance de raccord d'extrémité rupture du tube de force avec tube de calandre intact rupture d'un tube de force/tube de calandre (APRP dans le cœur) 	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance de récupération de D ₂ O/d'alimentation en D ₂ O		√	
	défaillance de l'alimentation de catégorie IV		√	
	défaillance du système d'isolement du confinement			√
	défaillance de tous les refroidisseurs de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des composants dédiés à la dépressurisation dans l'enceinte de confinement			√
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement			√
	défaillance du refroidissement du générateur de vapeur (GV)			√
	défaillance du système de refroidissement d'urgence du cœur (SRUC)			√
APRP due à une rupture intermédiaire <ul style="list-style-type: none"> défaillance de conduite du CP (~ 1 000 à 3 000 kg/s) 	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance de l'alimentation de catégorie IV		√	
	défaillance du système d'isolement du confinement			√
	défaillance de tous les refroidisseurs de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement			√
défaillance des composants dédiés à la dépressurisation dans l'enceinte de confinement			√	

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement			√
	défaillance du refroidissement des GV			√
	défaillance du SRUC			√
APRP due à une rupture majeure (> 3 000 kg/s)	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance de l'alimentation de catégorie IV		√	
	défaillance de système de l'isolement du confinement			√
	défaillance de tous les refroidisseurs de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des composants dédiés à la dépressurisation dans l'enceinte de confinement			√
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement			√
	défaillance du refroidissement des GV			√
	défaillance du SRUC			√
APRP à l'extérieur de l'enceinte de confinement				
très petit APRP (fuite) hors de l'enceinte de confinement • rupture de tube d'instrument du CP hors de l'enceinte de confinement	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du circuit de refroidissement en temps d'arrêt (RTA)		√	
fuite chronique d'un tube de GV (< 50 kg/h) à forte concentration d' I-131	pas de défaillance additionnelle	√		
rupture d'un tube de GV	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA		√	
	défaillance des vannes de dérivation au condenseur (VDC)		√	
	défaillance des vannes d'isolation de la vapeur principale (VIPV) des GV touchés		√	
	défaillance du RTA et des VDC			√
rupture multiple des tubes de GV (≤ 10)	pas de défaillance additionnelle		√	
rupture multiple des tubes de GV (> 10)	pas de défaillance additionnelle			√
défaillance d'un joint d'étanchéité du CP	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du RTA		√	
rupture d'une conduite de drainage du CP	pas de défaillance additionnelle		√	
	vanne de drainage défectueuse en position ouverte		√	
rupture d'une conduite d'alimentation du CP	pas de défaillance additionnelle		√	

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
	vanne de drainage défectueuse en position ouverte		√	
non-fermeture d'un clapet du CP	pas de défaillance additionnelle		√	
Perte de débit				
blocage d'écoulement mineur dans un canal	pas de défaillance additionnelle	√		
	indisponibilité du SRUC ou de l'enceinte de confinement		√	
blocage d'écoulement grave dans un canal	pas de défaillance additionnelle		√	
	Indisponibilité du SRUC ou de l'enceinte de confinement			√
stagnation due à une rupture d'un tuyau d'alimentation	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance de l'alimentation de catégorie IV			√
	défaillance de système d'isolation de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des refroidisseurs de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des composants dédiés à la dépressurisation dans l'enceinte de confinement			√
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement			√
	défaillance du refroidissement des GV			√
	défaillance du SRUC			√
Défaillances du rechargement				
éjection du combustible de la machine à chargement du combustible (MC) dans l'enceinte de confinement	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance de l'alimentation de catégorie IV			√
	défaillance de système d'isolation de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des composants dédiés à la dépressurisation de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement			√
	défaillance des composants dédiés à la dépressurisation dans l'enceinte de confinement			√
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement			√
	défaillance du refroidissement des GV			√
	défaillance du SRUC			√
Défaillances du circuit d'alimentation en eau				

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
perte totale de l'eau d'alimentation	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA		√	
	défaillance du système de refroidissement d'urgence des générateurs de vapeur (SRUGV) ou système secondaire d'urgence d'alimentation en eau (SSUAE)			√
rupture d'une conduite d'eau d'alimentation en amont du dernier clapet	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA		√	
	défaillance du SRUGV ou SSUAE			√
rupture d'une conduite d'eau d'alimentation en aval du dernier clapet	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA			√
	défaillance du SRUGV ou SSUAE			√
Défaillance du système d'alimentation en vapeur d'eau				
fermeture intempestive des VIPV	pas de défaillance additionnelle	√		
rejet de la charge turbine/GV et déclenchement de la turbine	pas de défaillance additionnelle	√		
ouverture intempestive d'une ou plusieurs soupapes de sûreté de vapeur principales (SVP)	pas de défaillance additionnelle	√		
déclenchement de la turbine avec VDC indisponibles	pas de défaillance additionnelle	√		
rupture d'une large conduite de vapeur <ul style="list-style-type: none"> • rupture de la conduite principale de vapeur • défaillance de l'équilibrage du collecteur des conduites principales de vapeur • rupture de la buse de vapeur du GV 	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA			√
	défaillance du SRUGV ou SSUAE			√
rupture de la conduite de drainage du réchauffeur	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du RTA		√	
	défaillance du SRUGV ou SSUAE			√
perte de pression du dégazeur due à une rupture de la conduite d'extraction de vapeur	pas de défaillance additionnelle		√	
Événements de la pompe du caloporteur				
déclenchement de la pompe du CP	pas de défaillance additionnelle	√		
blocage de la pompe du CP	pas de défaillance additionnelle		√	
défaillance de l'arbre de la pompe du CP	pas de défaillance additionnelle		√	
Défaillances du système de manutention du combustible				
perte de refroidissement de la machine à chargement du combustible (MC) au cours de la transition	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance d'isolement du confinement			√
	défaillance soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement			√

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
perte de refroidissement de la MC fixée au réacteur	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance de l'étanchéité du confinement		√	
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement		√	
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement		√	
grappe coincée avec la MC fixée au réacteur	pas de défaillance additionnelle	√		
	fuite d'un tube de GV	√		
incidents de manutention du combustible à la piscine de stockage (PS)	pas de défaillance additionnelle	√		
	Effluents gazeux non disponibles		√	
incidents touchant la piscine de stockage (PS)	pas de défaillance additionnelle	√		
	perte du système de ventilation de la piscine		√	
perte de refroidissement de la PS	pas de défaillance additionnelle	√		
	perte de refroidissement d'appoint		√	
	perte du système de ventilation de la piscine		√	
perte d'inventaire de la PS	pas de défaillance additionnelle		√	
	perte du système de ventilation de la piscine			√
Défaillances électriques				
perte de l'alimentation de catégorie IV	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance de l'alimentation de catégorie III		√	
perte de l'alimentation de catégorie I de l'unité	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de l'alimentation de catégorie II de l'unité	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de l'alimentation électrique d'urgence (AEU) de l'unité	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de l'alimentation électrique commune	pas de défaillance additionnelle	√		
Défaillances des programmes de contrôle				
défaillances des ordinateurs de commande	pas de défaillance additionnelle	√		
perte du contrôle de la réactivité	pas de défaillance additionnelle	√		
perte du contrôle de la puissance du réacteur	pas de défaillance additionnelle	√		
pression du GV basse – ouverture intempestive des vannes de rejet atmosphérique et VDC	pas de défaillance additionnelle	√		
perte du contrôle de niveau des GV	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de contrôle de niveau du dégazeur	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de contrôle de la pression du caloporteur : surpressurisation	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de contrôle de la pression du caloporteur : dépressurisation	pas de défaillance additionnelle	√		

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
Défaillances du RTA et du refroidissement du blindage				
perte de contrôle du refroidissement /de la température	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de débit	pas de défaillance additionnelle		√	
rupture de conduite	pas de défaillance additionnelle		√	
rupture des tubes de l'échangeur de chaleur du RTA	pas de défaillance additionnelle		√	
perte de circulation du refroidissement du blindage	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA		√	
perte totale du système d'eau de service à basse pression (SESBP)	pas de défaillance additionnelle	√		
perte d'inventaire du bouclier d'extrémité	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du RTA		√	
perte de contrôle de la température du bouclier	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du RTA		√	
Défaillances du modérateur				
perte du SESBP	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du déclenchement sur haut niveau du modérateur		√	
	défaillance d'isolation du confinement		√	
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement		√	
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement		√	
perte de circulation du modérateur	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du déclenchement sur haut niveau du modérateur		√	
	défaillance du RTA		√	
perte de contrôle de la température du modérateur – bas	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de l'inventaire du modérateur	pas de défaillance additionnelle		√	
	défaillance du RTA		√	
rupture des tubes de l'échangeur de chaleur du système modérateur	pas de défaillance additionnelle		√	
perte de pression du gaz de couverture	pas de défaillance additionnelle	√		
perte de circulation du gaz de couverture	pas de défaillance additionnelle	√		
perte du SESBP aux échangeurs de chaleur du modérateur	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du déclenchement sur haut niveau du modérateur		√	
	défaillance du RTA		√	
Défaillances des systèmes de soutien				

Événement initiateur	Défaillances additionnelles	IFP	AD	AHD
perte du SESBP/défaillance du système d'eau de refroidissement recirculée	pas de défaillance additionnelle	√		
	défaillance du déclenchement sur haut niveau du modérateur		√	
	défaillance de l'isolation du confinement		√	
	défaillance des soupapes de sûreté de l'enceinte de confinement		√	
	défaillance de la décharge filtrée de l'enceinte de confinement		√	
	défaillance du SSUAE		√	
défaillance du SSUAE (système secondaire d'urgence d'alimentation en eau)	pas de défaillance additionnelle	√		
défaillance du circuit d'air de l'instrumentation	pas de défaillance additionnelle		√	
perte de débit du condensat aux dégazeurs	pas de défaillance additionnelle		√	
Événements déclenchés de mode commun (la classification de ces événements dépend des paramètres présumés)				
incendies internes	pas de défaillance additionnelle		√	√
rejet de tritium	pas de défaillance additionnelle		√	√
incendies dû à l'hydrogène	pas de défaillance additionnelle		√	√
explosion d'hydrogène	pas de défaillance additionnelle		√	√
séisme hypothétique de dimensionnement	pas de défaillance additionnelle		√	√
rupture de la turbine	pas de défaillance additionnelle		√	√
Inondation	pas de défaillance additionnelle			
tornade hypothétique de dimensionnement	pas de défaillance additionnelle		√	√
incident ferroviaire hypothétique de dimensionnement	pas de défaillance additionnelle		√	√
incident ferroviaire – produits toxiques/corrosifs	pas de défaillance additionnelle		√	√

Annexe B : Exemples de critères d'acceptation dérivés

Conformément à la sous-section 5.3.4 du document RD-310, *Analyses de la sûreté pour les centrales nucléaires*, le titulaire de permis doit établir des critères d'acceptation dérivés. L'annexe B donne des directives sur l'application des critères d'acceptation dérivés précisés dans le présent document d'orientation. Les exemples ci-après sont tirés de pratiques courantes en vigueur au Canada et dans le monde.

B.1 Incidents de fonctionnement prévus (IFP)

Les critères globaux pour un IFP sont les suivants (voir le document RD-337, *Conception des nouvelles centrales nucléaires*) :

- le critère d'acceptation de doses pour un IFP est respecté
- les SSC qui ne sont pas concernés par l'initiation de l'événement demeurent opérationnels pour l'exploitation

Le document RD-337 précise que l'on s'attend à ce que la plupart des IFP soient atténués par les systèmes de contrôle, sans qu'il soit nécessaire de recourir aux systèmes de sûreté pour prévenir les dommages.

En outre, tous les IFP seront atténués par les systèmes de sûreté sans l'aide des systèmes de contrôle. Seuls les critères qui indiquent une atténuation réussie par les systèmes de sûreté sont illustrés dans tableau B.1 qui suit.

Tableau B.1 : Exemples de critères d'acceptation des incidents de fonctionnement prévus pour le niveau 2 de la défense en profondeur

Barrière pour le rejet de produits de fission ou fonction de sûreté fondamentale	Critères d'acceptation qualitatifs
matrice de combustible	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi
gaine du combustible	<ul style="list-style-type: none"> • pas d'assèchement/d'ébullition nucléée (DNB)
assemblage de combustible	<ul style="list-style-type: none"> • maintenir la capacité de refroidissement du combustible • conserver la géométrie de grappe en suffisamment de canaux de caloporteur pour permettre d'éliminer la chaleur résiduelle • pas d'entrave aux mécanismes d'arrêt du réacteur due au changement de géométrie (REL)
canaux de combustible (réacteurs CANDU)	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi <ul style="list-style-type: none"> ○ service ASME niveau B non dépassé

Barrière pour le rejet de produits de fission ou fonction de sûreté fondamentale	Critères d'acceptation qualitatifs
Circuit primaire caloporteur (à l'exclusion canaux de combustible des réacteurs CANDU)	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi <ul style="list-style-type: none"> ○ niveau service B de la norme ASME non dépassé
circuit caloporteur secondaire	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi <ul style="list-style-type: none"> ○ niveau service B de la norme ASME non dépassé
enceinte de confinement	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi <ul style="list-style-type: none"> ○ niveau service B de la norme ASME non dépassé • la fuite demeure à l'intérieur de la limite de conception
contrôle de la réactivité	<ul style="list-style-type: none"> • réactivité contrôlée par le système de sûreté • après l'arrêt, il n'y a pas de retour intempestif à la criticité
évacuation de la chaleur résiduelle	<ul style="list-style-type: none"> • évacuation de la chaleur par le système de sûreté efficace
surveillance de l'état de l'équipement	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi <ul style="list-style-type: none"> ○ l'instrumentation des systèmes de sûreté est qualifiée de point de vue environnemental et sismique
dose hors site	<ul style="list-style-type: none"> • respecte les critères d'acceptation de doses du document RD-337 pour un IFP

B.2 Accident de dimensionnement

Les critères globaux pour un AD sont les suivants :

- le critère d'acceptation de doses pour un AD est respecté
- l'événement n'évolue pas vers des conditions plus graves

La sous-section 5.3.4 du document RD-310 établit les principes généraux suivants que doivent respecter les critères d'acceptation calculés :

- éviter le risque de défaillances résultant d'un événement initiateur
- maintenir les SSC dans une configuration permettant l'évacuation efficace de la chaleur résiduelle
- prévenir le développement de configurations complexes ou de phénomènes physiques qui ne peuvent être modélisés avec un niveau de confiance élevé
- être consistants avec les exigences de conception des SSC de la centrale

Le tableau B.2 présente des exemples de critères d'acceptation d'AD.

Tableau B.2 : Exemples de critères d'acceptation d'accidents de dimensionnement

Barrière pour le rejet de produits de fission ou fonction de sûreté fondamentale	Critères d'acceptation qualitatifs
matrice de combustible	<ul style="list-style-type: none"> • pas de fusion dans le centre du combustible • pas de rupture du combustible • pas de dépôt excessif d'énergie
gaine de combustible	<ul style="list-style-type: none"> • les éléments combustibles (barres de combustible) qui dépassent les critères de flux de chaleur critique ou de début d'ébullition nucléé sont censés se briser et contribuer à la dose hors site • aucune déformation excessive de la gaine de combustible • les éléments combustibles doivent répondre aux limites applicables pour : <ul style="list-style-type: none"> • la température de la gaine • l'oxydation locale de la gaine • la fragilisation de la gaine de combustible par l'oxygène
Assemblage de combustible	<ul style="list-style-type: none"> • maintenir la capacité de refroidissement du combustible • conserver la géométrie de grappe ou l'assemblage de combustible en suffisamment de canaux de caloporteur pour permettre d'évacuer la chaleur résiduelle • pas d'entrave aux mécanismes d'arrêt du réacteur due au changement de géométrie (REL)
canaux de combustible (réacteurs CANDU)	<ul style="list-style-type: none"> • le canal de combustible demeure intact • la déformation locale du tube de force au-dessous du seuil de rupture • le sous-refroidissement du modérateur empêche la rupture • pas de dilatation forcée • pas de fusion de la gaine de combustible • pas de fusion dans le centre du combustible • pas de rupture du combustible • pas de courbure ou de flexion de l'élément combustible en contact avec le tube de force
circuit caloporteur primaire (à l'exclusion des canaux de combustible des réacteurs CANDU)	<ul style="list-style-type: none"> • l'enveloppe de pression demeure intacte : • niveau service C de la norme ASME non dépassé • aucune fuite indirecte des tubes du GV
circuit caloporteur secondaire	<ul style="list-style-type: none"> • l'enveloppe de pression demeure intacte : <ul style="list-style-type: none"> • niveau service C de la norme ASME non dépassé

Barrière pour le rejet de produits de fission ou fonction de sûreté fondamentale	Critères d'acceptation qualitatifs
cuve et circuit du modérateur (ne s'applique pas aux REL)	<ul style="list-style-type: none"> • l'enveloppe de pression demeure intacte : <ul style="list-style-type: none"> • niveau service C de la norme ASME non dépassé
confinement	<ul style="list-style-type: none"> • les conditions de confinement demeurent dans les limites de conception : <ul style="list-style-type: none"> • pression inférieure à la pression de conception • la fuite de l'enceinte de confinement demeure à l'intérieur des limites de fuite de conception • les conditions des qualifications environnementales (température, humidité, dose radioactive) des SSC crédités sont respectées • aucun effet local de rupture (missiles, jets, fouettage des tuyaux, flamme d'hydrogène) qui pourrait nuire à la fonction de confinement • les concentrations locales d'hydrogène en deçà des critères d'accélération de la flamme et de déflagration-détonation • charges de combustion de la déflagration lente inférieures à celles qui pourraient endommager les SSC de confinement
contrôle de la réactivité	<ul style="list-style-type: none"> • la réactivité est contrôlée : <ul style="list-style-type: none"> • aucune criticité immédiate • après l'arrêt, tout retour à la puissance est limité en durée et n'occasionne pas le dépassement de tout autre critère d'acceptation dérivé
évacuation de la chaleur résiduelle	<ul style="list-style-type: none"> • le refroidissement continu du cœur du réacteur à long terme est possible : <ul style="list-style-type: none"> • la géométrie du cœur du réacteur permet le refroidissement • la chaleur résiduelle est évacuée du cœur du réacteur • la chaleur est transférée vers une source froide ultime
surveillance de l'état de l'équipement	<ul style="list-style-type: none"> • apte à l'emploi • l'instrumentation des systèmes de sûreté est qualifiée de point de vue environnemental et sismique
dose hors site	<ul style="list-style-type: none"> • respecte les critères d'acceptation de doses du document RD-337 pour un AD

Abréviations

AD	accident de dimensionnement
AEU	alimentation électrique d'urgence
AHD	accident hors dimensionnement
AIEA	Agence internationale de l'énergie atomique
ALARA	niveau le plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre
APRP	accident de perte de réfrigérant primaire
ASME	American Society of Mechanical Engineers
CC	circuit caloporteur
CCSN	Commission canadienne de sûreté nucléaire
CN	centrale nucléaire
EIH	événement initiateur hypothétique
EPS	étude probabiliste de sûreté
FAR	fuite avant rupture
IFP	incidents de fonctionnement prévu
LCE	limites et conditions d'exploitation
LSRN	<i>Loi sur la sûreté et la réglementation nucléaires</i>
REL	réacteur à eau légère (ordinaire)
REP	réacteurs à eau sous pression
SCP	salle de commande principale
SRUC	système de refroidissement d'urgence du cœur
SSC	structures, systèmes et composants

Glossaire

accident

Tout événement imprévu, y compris les erreurs d'exploitation, les défaillances d'équipement ou d'autres incidents, dont les conséquences réelles ou potentielles ne sont pas négligeables du point de vue de la protection ou de la sûreté.

accident hors dimensionnement (AHD)

Conditions d'accident moins fréquentes, mais plus graves que celles associées à un accident de référence. Un AHD peut entraîner ou non la détérioration du cœur du réacteur.

analyse de la sûreté

Évaluation des dangers potentiels associés à la réalisation d'une activité proposée.

analyse de sensibilité

Examen quantitatif de la variabilité du comportement d'un système, habituellement exprimé en unités des paramètres principaux.

analyse déterministe de la sûreté

Analyse des réponses d'une centrale nucléaire à un événement particulier, réalisée en utilisant des règles et des hypothèses prédéterminées (p. ex. l'état opérationnel initial, la disponibilité et la performance des systèmes de la centrale et les actions des opérateurs). L'analyse déterministe peut être réalisée avec la méthode prudente ou la méthode de la meilleure estimation.

biais

Mesure des différences systématiques entre les résultats de méthodes de calcul et les données expérimentales.

caractéristiques de soutien des systèmes de sûreté

Ensemble des équipements qui fournissent des services tels que le refroidissement, la lubrification et l'approvisionnement en énergie nécessaires pour le système de protection et les systèmes de déclenchement des dispositifs de sûreté.

catégorie d'événement

Groupe d'événements caractérisés par une cause identique ou semblable, et par la similitude des phénomènes les régissant.

cause commune

Cause à l'origine de deux ou de plusieurs défaillances des structures, systèmes ou composants, comme les phénomènes naturels (séismes, tornades, inondations, etc.), les défauts de conception ou de fabrication, les erreurs d'exploitation ou d'entretien, la destruction causée par l'homme, etc.

centrale nucléaire

Toute installation de réacteur à fission ayant été construite pour produire de l'électricité à l'échelle commerciale. Une centrale nucléaire est une installation nucléaire de catégorie IA, telle que définie dans le *Règlement sur les installations nucléaires de catégorie I*.

critères d'acceptation

Limites spécifiées sur la valeur d'un indicateur fonctionnel ou conditionnel utilisé pour évaluer la capacité d'un système, d'une structure ou d'un composant à répondre aux exigences de conception et de sûreté.

critères d'acceptation des doses

Limites déterminées pour les doses de rayonnement afin de protéger les travailleurs et les membres du public des dangers causés par le rejet de substances radioactives lors d'un fonctionnement normal, d'incidents de fonctionnement prévus ou d'accidents de dimensionnement.

critère de défaillance simple

Critère utilisé pour déterminer si un système est capable d'accomplir sa fonction en cas de défaillance simple.

défaillance unique

Défaillance résultant de la perte de capacité d'un système ou d'un composant l'empêchant d'exécuter sa (ses) fonction(s) de sûreté prévue(s) et toute défaillance résultant de cette défaillance unique.

en aveugle

Conditions pour lesquelles on s'approche d'un seuil de conditionnement ou de déclenchement sans vraiment l'atteindre, en raison de la faible amplitude de l'événement initiateur ou des interventions d'autres procédés ou systèmes de sûreté.

erreur humaine

Erreurs commises dans l'exécution des tâches assignées (c'est à dire, un genre d'écart par rapport à l'intention courante et/ou la voie à suivre pour atteindre un objectif donné). Ce terme désigne généralement l'omission d'une action, le choix d'une action incorrecte selon la situation ou la mise en œuvre incorrecte de l'action envisagée.

état d'arrêt

État sous-critique du réacteur présentant une marge définie pour éviter un retour à la criticité sans intervention externe.

évaluation de la sûreté

Évaluation de tous les aspects touchant la sûreté et liés au choix de l'emplacement, à la conception, à la mise en service, à l'exploitation ou au déclassement d'une installation autorisée.

évaluation probabiliste de la sûreté (EPS)

Évaluation exhaustive et intégrée de la sûreté de l'installation dotée du réacteur. L'évaluation de sûreté tient compte de la probabilité, de la progression et des conséquences des défaillances de l'équipement ou de conditions transitoires pour calculer des estimations numériques qui fournissent une mesure cohérente de la sûreté de l'installation dotée du réacteur, de la façon suivante :

- une EPS de niveau 1 identifie et quantifie les séquences d'événements qui peuvent entraîner la perte d'intégrité structurale du cœur et la défaillance généralisée du combustible
- une EPS de niveau 2 s'appuie sur les résultats de l'EPS de niveau 1 pour analyser le comportement du confinement, évaluer les radionucléides libérés par le combustible défectueux et quantifier les rejets dans l'environnement
- une EPS de niveau 3 s'appuie sur les résultats de l'EPS de niveau 2 pour analyser la répartition des radionucléides dans l'environnement et évaluer les répercussions sur la santé du public.

événement initiateur postulé

Événement dont on détermine au stade de la conception qu'il peut entraîner des incidents de fonctionnement prévus ou des conditions accidentelles. Cela signifie qu'un événement initiateur postulé n'est pas nécessairement lui-même un accident, mais plutôt un événement qui en déclenche une série d'autres pouvant mener à un IFP, un AD, ou un AHD, selon les défaillances supplémentaires qui se produisent.

événement limitatif

Événement dont la marge prédite est la plus petite possible par rapport à un critère d'acceptation donné.

exactitude des programmes

Degré de précision d'une quantité calculée à sa valeur réelle. Comprend le biais et la variabilité du biais d'un programme informatique évaluées par la comparaison de prédictions du programme avec les données expérimentales.

exploitation normale

Exploitation d'une centrale nucléaire à l'intérieur de limites et de conditions d'exploitation définies qui régissent le démarrage, l'exploitation à divers niveaux de puissance, la mise à l'arrêt, l'arrêt, l'entretien, les essais et le rechargement de combustible.

facteurs humains

Facteurs qui influencent le rendement humain et se rapportent à la sûreté de l'installation dotée d'un réacteur, y compris les activités pendant les phases de conception, de construction, de mise en service, d'exploitation, de maintenance et de déclassé. Parmi les facteurs, on trouve notamment les structures organisationnelles et de gestion, les politiques et les programmes; l'affectation des fonctions aux humains et aux équipements, la conception des interfaces d'utilisateur; les dispositions en matière de embauche de personnel; les caractéristiques de définition des tâches, les horaires de travail, la conception des procédures, la formation et l'environnement matériel du travail.

groupe de sûreté

Ensemble de structures, de systèmes et de composants prévus pour accomplir toutes les actions requises si un événement initiateur postulé particulier se produit afin que les limites spécifiées pour les incidents de fonctionnement prévus et les accidents de dimensionnement ne soient pas dépassées. Cet assemblage peut comprendre certains systèmes de sûreté et d'appui à la sûreté ainsi que tout système de traitement des interactions.

incertitude relative à la mesure

Quantité par laquelle la valeur mesurée peut ne pas correspondre à la valeur physique réelle d'un paramètre au moment où la mesure est effectuée.

incertitudes relatives à la modélisation

Incertitudes associées à des modèles et à des corrélations intégrées dans un programme informatique qui représentent le phénomène physique d'un problème, le schéma de solution, les bibliothèques de données et les déficiences inhérentes des programmes informatiques.

incident de fonctionnement prévu (IFP)

Processus opérationnel qui s'écarte du fonctionnement normal et qui peut survenir à une ou plusieurs reprises pendant la durée de vie de la centrale nucléaire mais qui, étant données les dispositions appropriées prises à la conception, ne cause pas de dommages significatifs aux éléments importants pour la sûreté, ni ne dégénère en accident.

limites et conditions d'exploitation

Ensemble de règles établissant les limites ou conditions des paramètres qui assurent la capacité fonctionnelle et les niveaux de performance de l'équipement pour l'exploitation sécuritaire d'une centrale nucléaire.

méthode de la meilleure estimation

Méthode conçue pour donner des résultats réalistes.

mode d'exploitation

Peut comprendre le démarrage, d'exploitation à différentes puissances, la mise à l'arrêt, l'arrêt, l'entretien, les essais et le rechargement de combustible.

objectif de sûreté

Objectif qui consiste à protéger le personnel de l'installation dotée d'un réacteur, le public et l'environnement de tout préjudice en établissant et en maintenant des systèmes de défense efficaces contre le rejet de matières posant des dangers radiologiques.

paramètre d'acceptation

Paramètre qui caractérise la réponse de la centrale et qui a une limite déterminée par un critère d'acceptation pour la gamme de valeurs permises.

prudence

Utilisation d'hypothèses fondées sur l'expérience ou des informations indirectes, sur un phénomène ou le comportement d'un système à la limite ou proche de la limite prévue, qui permet d'augmenter les marges de sûreté ou de prédire des conséquences plus graves que si des hypothèses fondées sur la meilleure estimation avaient été utilisées.

structures, systèmes et composants

Terme général englobant tous les éléments (aspects) d'une installation ou d'une activité qui contribuent à la protection et à la sûreté, à l'exclusion des facteurs humains.

système de refroidissement d'urgence du cœur

Système de sûreté ayant pour but de transférer la chaleur du cœur du réacteur à la suite d'une perte de caloporteur excédant les capacités d'appoint.

système de sûreté

Système qui assure l'arrêt sécuritaire du réacteur ou l'évacuation de la chaleur résiduelle du cœur, ou qui atténue les conséquences des incidents de fonctionnement prévus et des accidents de dimensionnement.

Renseignements supplémentaires

1. Commission canadienne de sûreté nucléaire (CCSN), RD-337, *Conceptions des nouvelles centrales nucléaires*, Ottawa, 2008.
2. CCSN, S-294, *Études probabilistes de sûreté (EPS) pour les centrales nucléaires*, Ottawa, 2005.
3. CCSN, S-99, *Rapports à soumettre par les exploitants de centrales nucléaires*, Ottawa, 2003.
4. CCSN, G-149, *Les programmes informatiques utilisés lors de la conception et des analyses de sûreté des centrales nucléaires et des réacteurs de recherche*, Ottawa, 2000.
5. CCSN, RD-327, *Sûreté en matière de criticité nucléaire*, Ottawa, 2010.
6. CCSN, GD-327, *Directives de sûreté en matière de criticité nucléaire*, Ottawa, 2010.
7. Association canadienne de normalisation, N286.7-99, *Assurance de la qualité des programmes informatiques scientifiques, d'analyse et de conception des centrales nucléaires*, Toronto, 2003.