



Schweizerische Eidgenossenschaft  
Confédération suisse  
Confederazione Svizzera  
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI  
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN  
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN  
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI



## Analyse du terme source: étendue, méthode et contraintes

Directive pour les installations nucléaires suisses

**IFSN-A08**



# **Analyse du terme source : étendue, méthode et contraintes**

Edition février 2010

**Directive pour les installations nucléaires suisses**

**IFSN-A08/f**



# Sommaire

Directive pour les installations nucléaires suisses

IFSN-A08/f

<b>1</b>	<b>Introduction</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>Objet et champ d'application</b>	<b>1</b>
<b>3</b>	<b>Bases légales</b>	<b>1</b>
<b>4</b>	<b>Analyse du terme source en cas de défaillances de dimensionnement dans des centrales nucléaires</b>	<b>1</b>
4.1	Exigences posées à l'analyse du terme source	2
4.2	Exigences posées à la documentation de l'analyse des termes sources	5
4.3	Exigences posées aux modèles et aux hypothèses	9
<b>5</b>	<b>Analyse du terme source pour d'autres installations nucléaires</b>	<b>16</b>
<b>6</b>	<b>Notification du terme source en cas d'événement</b>	<b>17</b>
<b>7</b>	<b>Liste des références</b>	<b>18</b>
<b>Annexe 1</b>	<b>Ensemble de nucléides pour l'analyse du terme source en cas de défaillances de dimensionnement</b>	<b>21</b>
<b>Annexe 2</b>	<b>« Spiking » : bases d'évaluation pour les modèles de « spiking »</b>	<b>23</b>
<b>Annexe 3</b>	<b>Défaillances particulières et voies de transport</b>	<b>24</b>



# 1 Introduction

L'Inspection fédérale de la sécurité nucléaire (IFSN) est l'autorité de surveillance responsable de la sécurité et de la sûreté des installations nucléaires suisses. En sa qualité d'autorité de surveillance, ou en se basant sur un mandat précisé dans une ordonnance, elle formule des directives. Celles-ci sont des instruments d'exécution qui précisent les exigences légales et facilitent une pratique uniformisée de la surveillance. Elles concrétisent en outre l'état actuel de la science et de la technique. L'IFSN peut dans un cas particulier accepter des écarts, si la solution proposée est au moins équivalente en ce qui concerne la sécurité et la sûreté nucléaires.

## 2 Objet et champ d'application

La directive IFSN-A08 règle la détermination du terme source relâché hors de l'installation par voie aérienne ; elle comprend :

- l'analyse du terme source en cas de défaillances de dimensionnement dans des centrales nucléaires (chapitre 4) équipées de réacteurs à eau légère ;
- l'analyse du terme source pour d'autres installations nucléaires (chapitre 5) ;
- le terme source en cas d'événement (chapitre 6).

## 3 Bases légales

La présente directive se base sur l'art. 94 al. 8 de l'ordonnance sur la radioprotection (ORaP, RS 814.501).

## 4 Analyse du terme source en cas de défaillances de dimensionnement dans des centrales nucléaires

L'analyse du terme source permet de déterminer les substances radioactives pouvant être relâchées dans l'environnement au cours d'une défaillance. Les paramètres les plus importants définissant le terme source sont : (1) la quantité, la composition, la forme physique et chimique des matières radioactives relâchées, (2) le déroulement dans le temps du relâchement, (3) les caractéristiques et l'état des vecteurs de transport permettant le relâchement de substances radioactives.

## 4.1 Exigences posées à l'analyse du terme source

Les résultats des calculs des termes sources sont utilisés pour apporter la démonstration d'une prévention suffisante des défaillances dans les centrales nucléaires. Spécifiquement, la partie radiologique de l'analyse des défaillances sert à démontrer le respect des limites de doses de l'ORaP pour les différentes catégories de défaillances (voir ordonnance sur les hypothèses de risque et sur l'évaluation de la protection contre les défaillances dans les installations nucléaires 732.112.2). Il s'agit de montrer de manière retraçable et intelligible que l'analyse traite toutes les défaillances entraînant des doses significatives, compte tenu de conditions initiales et contraintes pertinentes.

- a. L'analyse du terme source doit tenir compte de tous les inventaires disponibles de substances radioactives pouvant se constituer à l'intérieur de l'installation et être relâchées en cas de défaillance. L'identification de ces inventaires requiert une procédure systématique ainsi qu'une documentation retraçable et intelligible (voir chapitre 4.2).
- b. Les incertitudes liées aux données, aux paramètres et aux modèles sont à identifier, considérer et documenter dans les analyses de défaillance. Démonstration doit être faite que les termes sources calculés sont suffisamment conservatifs et représentatifs en perspective de l'évaluation des conséquences radiologiques.
- c. Des programmes de calcul vérifiés et validés sont à employer pour l'analyse radiologique des défaillances de dimensionnement. L'utilisation de programmes avec modélisation réaliste pour une analyse radiologique des défaillances est admissible dans la mesure où ces programmes ont été acceptés par l'IFSN pour l'usage prévu et qu'une analyse des incertitudes (voir IAEA Safety Reports Series No 52 « Best estimate safety analysis for nuclear power plants : Uncertainty evaluation », 2008) a été réalisée par l'exploitant.

### 4.1.1 Cœur de référence

Les analyses de défaillances doivent être réalisées pour un ou plusieurs cœurs de référence. L'utilisation d'un cœur en équilibre comme cœur de référence est admissible. Le cœur en équilibre correspond à une configuration où le chargement reste quasiment identique lors de cycles successifs. Les cœurs de référence couvrent les chargements de cœur et modes d'exploitation probables.

### 4.1.2 Inventaire d'activité dans le cœur

- a. Le calcul de l'inventaire du cœur doit être réalisé spécifiquement pour chaque installation et pour des cœurs de référence définis.

- b. L'inventaire sera déterminé avec un programme de calcul traitant les processus physiques de manière exhaustive et à l'aide de données actuelles et appropriées (par ex. bibliothèques de sections efficaces), conformément à l'état actuel des connaissances.

#### **4.1.3 Inventaires d'activité dans les circuits de refroidissement et les parties de l'installation**

- a. Pour l'analyse des défaillances, les inventaires d'activité pertinents dans les circuits de refroidissement et les parties de l'installation sont à choisir de manière conservative et représentative. Des limitations d'inventaires d'activité par les spécifications techniques sont à prendre en compte.
- b. Des changements de la charge ou des arrêts peuvent entraîner une augmentation de l'activité de produits de corrosion activés dans l'eau de refroidissement ; il faut en tenir compte.

#### **4.1.4 Relâchements hors des crayons de combustible**

- a. Il faut considérer que des changements de la charge ou des arrêts peuvent entraîner une augmentation significative, limitée dans le temps, du relâchement de produits de fission radioactifs des groupes nucléides des halogènes, des métaux alcalins et, dans une moindre mesure, des gaz rares, hors de crayons de combustible non étanches (ledit « spiking »).
- b. Si suite à des charges thermiques et/ou mécaniques pendant la défaillance, les crayons de combustible subissent de nouveaux dommages, il faut tenir compte du relâchement accru de substances radioactives en résultant.

#### **4.1.5 Modèles de transport**

Le transport ultérieur des substances radioactives à travers les locaux et les systèmes de l'installation doit être déterminé, jusqu'au relâchement dans l'environnement, à l'aide de modèles de transport. Dans ces modèles, les nucléides pouvant contribuer de manière déterminante aux conséquences à l'extérieur de l'installation doivent être traités. Selon la voie de relâchement, la formation de nucléides par des chaînes de désintégration lors du transport ne peut pas être négligée d'emblée.

#### **4.1.6 Forme des substances radioactives**

Lors du transport à travers l'installation, les formes suivantes de substances radioactives doivent être prises en compte :

- a. gaz rares ;

- b. autres gaz ou substances sous forme de vapeur (par ex. iode élémentaire et organique) ;
- c. aérosols.

#### **4.1.7 Voies de relâchement, volumes de bilan et conditions thermohydrauliques**

- a. Lors du transport des substances radioactives dans les locaux et les systèmes de l'installation, toutes les voies de relâchement susceptibles de contribuer de manière déterminante aux conséquences à l'extérieur de l'installation doivent être analysées. Les voies de relâchement dues à des fuites sur des composants de fermeture tels que les tiges de soupape en font également partie.
- b. Le comportement des vecteurs de transport doit être identifié par des analyses thermo-hydrauliques. Les volumes de bilan utilisés dans le modèle et la thermo-hydraulique du vecteur de transport doivent correspondre aux données techniques de l'installation et aux conditions de la défaillance à analyser.
- c. L'examen du chimisme des produits de fission, spécialement des halogènes, doit correspondre aux conditions attendues et au comportement de l'installation. Ce faisant, d'autres substances, notamment des nucléides de césium et des substances du vecteur de transport, doivent aussi être prises en compte pour autant que ces dernières jouent un rôle pour le chimisme.

#### **4.1.8 Effets séparateurs et effets de filtre**

Les effets séparateurs et les effets de filtre doivent être analysés de manière spécifique aux substances et correspondre aux caractéristiques actuelles des composants présents, respectivement à leurs fonctionnements actuels ou visés. Les conditions des défaillances probables doivent être prises en compte. Les groupes de substances suivants doivent au moins être distingués :

- a. gaz rares (pas de séparation ou de rétention dans les filtres) ;
- b. espèces d'halogène sous forme élémentaire et organique, qui ne sont pas sous forme d'aérosol, dans l'eau aussi sous forme d'ions ;
- c. aérosols.

## 4.2 Exigences posées à la documentation de l'analyse des termes sources

### 4.2.1 Généralités

- a. Indépendamment de la manière dont l'analyse des termes sources est présentée dans son ensemble, les exigences suivantes doivent être remplies :
  - La traçabilité doit être garantie en détail.
  - La documentation doit être exhaustive au niveau des informations, données d'entrée, conditions et hypothèses utilisées. Les rapports de base et autres documentations employées doivent être entièrement précisés et rester accessibles.
  - La documentation doit être cohérente au niveau des paramètres d'entrée provenant d'autres analyses, comme celles de l'analyse technique des défaillances, et des résultats de l'analyse du terme source qui sont utilisés dans l'analyse de la dispersion et des conséquences pour le calcul de la dose.
  - Les résultats intermédiaires et finaux doivent être indiqués en détail.
  - Les modèles, hypothèses et analyses doivent être évalués en perspective de leur stabilité pour éviter les effets falaises, dits « cliff-edge »<sup>1</sup>.
  - Les simplifications, omissions et limitations doivent être consignées de manière retraçable et être documentées.
- b. La documentation des analyses radiologiques de défaillances figure logiquement dans un rapport propre. Pour limiter les efforts, il est admissible de recourir à des analyses conservatives ou des analyses de référence « enveloppantes » couvrant des groupes de défaillances ou des déroulements de défaillances similaires. Il faut pour une telle argumentation en garantir aussi la traçabilité dans la documentation de sorte à pouvoir la vérifier en détail.

### 4.2.2 Inventaire d'activité dans le cœur, cœur de référence

- a. Le rapport doit documenter les bases de calcul suivantes :
  - programmes de calcul utilisés ;
  - banques de données de sections efficaces utilisées ;

---

<sup>1</sup> Cet effet se manifeste quand de légers changements de paramètres génèrent des changements disproportionnés dans les résultats.

- configurations du cœur : nombre de régions et configuration de charge ;
  - enrichissement, masse de métal lourd, taux de combustion moyen, taux de combustion final ;
  - longueur du cycle, temps de désintégration entre les cycles ;
  - facteurs de puissance moyens par cycle d'irradiation des éléments de combustible ;
  - facteurs de puissance particuliers.
- b. Les résultats suivants doivent être documentés de manière spécifique aux nucléides :
- inventaire total dans le cœur de référence ;
  - inventaire moyen par élément/crayon de combustible ;
  - inventaires particuliers par élément/crayon de combustible ;
  - ces inventaires doivent être disponibles aux moments correspondant :
    - à la fin du cycle ;
    - à un jour de désintégration radioactive respectivement au moment le plus tôt du déchargement des éléments de combustible.
- c. Les sources de paramètres doivent être référencées de manière retraçable.

#### **4.2.3 Inventaire d'activité dans les circuits de refroidissement et les parties de l'installation**

Les informations suivantes doivent être documentées :

- a. informations sur la méthode systématique d'identification des inventaires d'activité ;
- b. description des modèles permettant de calculer les inventaires d'activité ou indication des inventaires génériques et de leur applicabilité ;
- c. paramètres utilisés pour le calcul des inventaires, par ex. :
  - bilans massiques dans les systèmes ;
  - débits massiques par échangeurs d'ions, fonctionnement des échangeurs d'ions ;
  - efficacité de la purification des échangeurs d'ions ;

- taux de contamination des nucléides issus des crayons de combustible et du circuit de refroidissement.
- d. références, si des bases complémentaires sont employées ;
- e. inventaires résultants, dans les circuits et les parties de l'installation, sous forme d'activité ou de concentration spécifique d'activité.

#### **4.2.4 Nucléides**

- a. Pour calculer l'inventaire dans le cœur, les circuits de refroidissement et les parties de l'installation, un ensemble de nucléides bien plus détaillé que pour le transport de substances radioactives dans l'installation est généralement utilisé. Pour les calculs d'inventaire, des nucléides précurseurs à vie courte doivent aussi être considérés. La cohérence entre les différents ensembles de nucléides utilisés doit être démontrée.
- b. Si un ensemble de nucléides différent des spécifications de cette directive (voir appendice 1) est utilisé pour les modèles de transport dans l'installation, il faudra justifier les différences de manière retraçable et intelligible. Les références utilisées doivent aussi être justifiées.
- c. Tous les ensembles de nucléides utilisés doivent être documentés.

#### **4.2.5 Relâchements des crayons de combustible, « spiking »**

- a. Une documentation complète, retraçable et intelligible des modèles utilisés et de leurs bases est requise. Les paramètres utilisés doivent aussi être documentés et justifiés de manière retraçable et intelligible.
- b. Le modèle de « spiking » utilisé doit être comparé aux données de l'appendice 2 et évalué.

#### **4.2.6 Modèles de transport**

- a. Les modèles de transport mis en œuvre doivent être décrits de manière retraçable et intelligible.
- b. Les paramètres essentiels devant être documentés de manière retraçable et intelligible sont les suivants :
  - débits massiques (dépendance temporelle) entre les volumes de bilan ;
  - évolution dans le temps de la température et de la pression dans les volumes de bilan ;
  - débits d'activité résultants (spécifiques aux nucléides) dans des intervalles de temps raisonnables ;

- facteurs de rétention (spécifiques aux groupes de nucléides) ;
- autres aspects des modèles de transport devant être documentés de manière retraçable et intelligible :
  - forme des substances radioactives :
    - espèces de radionucléides utilisées ;
    - formes chimiques des halogènes.
  - effets séparateurs :
    - facteurs de rétention spécifiques aux nucléides ou aux groupes de nucléides dans les conduites et les parties de l'installation, ainsi que leur justification ;
    - facteurs de rétention spécifiques aux nucléides ou aux groupes de nucléides dans les filtres avec référence aux bases ou aux spécifications techniques.
- c. Pour modéliser des processus et des équilibres de partition, les coefficients de partition utilisés doivent être justifiés et démontrés. Pour les modèles du chimisme des halogènes dans un environnement aqueux, les substances et les espèces utilisées, les équations et les coefficients de réaction doivent être précisés. La base des paramètres utilisés doit être documentée. Cela s'applique de manière analogue à l'estimation de la valeur du pH de l'eau de bassins. Si le pH se fonde sur des mesures, son application à des situations de défaillance devra être justifiée.

#### 4.2.7 Termes sources

Les termes sources et la structure temporelle des relâchements dans l'environnement pour les défaillances spécifiques doivent être documentés comme suit, conformément aux exigences des calculs de dispersion et de dose :

- a. durée et déroulement du relâchement dans des intervalles de temps définis, conformément à la directive IFSN-G14 ;
- b. relâchement spécifique des nucléides dans des intervalles indiqués par la directive IFSN-G14 ;
- c. pour les halogènes : si pertinent, relâchement pour chaque forme chimique principale (organique, élémentaire et sous forme d'aérosol) ;
- d. lieu et hauteur du relâchement ;
- e. énergie et composition du vecteur de transport lors du relâchement hors de parties et de bâtiments de l'installation, si un rehaussement thermique est invoqué.

## 4.3 Exigences posées aux modèles et aux hypothèses

Cette section décrit les exigences posées aux hypothèses et aux modèles utilisés pour l'analyse du terme source de défaillances de dimensionnement. Si des modèles sont employés qui s'écartent des modèles de cette directive, l'exploitant doit montrer que les modèles utilisés sont suffisamment conservatifs et correspondent à l'état actuel de la science et de la technique. La condition à l'utilisation de tels modèles alternatifs est leur efficacité, respectivement leur large justification scientifique pour la modélisation des processus physico-chimiques considérés. L'appendice 3 décrit, par des exemples, des hypothèses et des modèles acceptables à l'aide de défaillances particulières.

### 4.3.1 Inventaire d'activité dans le cœur

- a. Le programme de calcul ORIGEN, des programmes qui en découlent ou un autre programme équivalent sont appropriés au calcul de l'inventaire des substances radioactives. Les bibliothèques de sections efficaces utilisées doivent contenir des valeurs actuelles et permettre d'atteindre le taux de combustion final souhaité.
- b. L'inventaire des produits de fission et d'activation doit être calculé au moyen d'un cœur de référence à la fin d'un cycle d'équilibre représentatif.
- c. La puissance du réacteur à supposer correspond à la puissance nominale avec un supplément pour la prise en compte d'imprécisions dans l'instrumentation.

### 4.3.2 Inventaire d'activité dans le circuit de refroidissement

- a. Les produits de fission et d'activation dans les crayons de combustible peuvent être répartis dans les deux classes suivantes :
  - nucléides dont la concentration atteint une « saturation » ou un maximum pendant un cycle de fonctionnement ;
  - nucléides dont la concentration n'atteint pas une saturation ou un maximum pendant un cycle de fonctionnement.

Pour calculer l'inventaire dans le circuit de refroidissement suite à des relâchements hors de crayons de combustible défectueux, les maxima (classe 1) ou les concentrations en fin de cycle (classe 2) doivent être utilisés pour le cycle d'équilibre.

- b. Pour les taux de relâchement des substances radioactives venant de crayons de combustible avec des défauts de moindre importance, des valeurs suffisamment conservatives pouvant être démontrées sur la base de valeurs de mesure doivent être appliquées.

### 4.3.3 Nucléides et groupes de nucléides

- a. Le tableau 1 donne une représentation acceptable des groupes de nucléides pour l'analyse du transport en cas de défaillances de dimensionnement.
- b. Les groupes de nucléides 4 à 8 apparaissent essentiellement sous forme d'aérosols dont le comportement de transport est normalement traité dans l'analyse radiologique des défaillances de dimensionnement avec les mêmes modèles et paramètres de transport. Les éléments du groupe du césium (groupe 3, métaux alcalins) forment avec les halogènes des haloïdes (par ex. CsI) qui jouent un rôle particulier dans le transport d'iode et doivent donc être considérés séparément. Les hypothèses divergentes doivent être justifiées.
- c. L'appendice 1 comprend un ensemble de nucléides dont il faut tenir compte pour le transport à l'intérieur de l'installation. Des écarts sont admissibles si l'exploitant montre de manière retraçable et intelligible que les nucléides non considérés dans l'analyse radiologique apportent une contribution négligeable à la dose cumulée.

**Tableau 1** Groupe de nucléides pour le transport de substances radioactives à l'intérieur de l'installation

No	Groupe de nucléides	Eléments
1	Gaz rares	Kr, Xe
2	Halogènes	Br, I
3	Métaux alcalins	Rb, Cs
4	Groupe du tellure	Sb, Te
5	Métaux alcalino-terreux	Sr, Ba
6	Métaux de transition et métaux rares	Mo, Tc, Ru, Ag
7	Lanthanides	Y, Zr, Nb, La, Pr, Cm, Am
8	Groupe du cérium	Ce, Np, Pu

#### **4.3.4 Relâchement de substances radioactives hors des crayons de combustible en cas de défaillance**

##### 4.3.4.1 Relâchement en cas de détérioration des crayons de combustible due à une défaillance :

- a. Si en cas de défaillance, des crayons de combustible sont détériorés suite aux sollicitations s'exerçant pendant la défaillance, les fractions de relâchement par rapport à l'inventaire des crayons de combustible détériorés doivent être utilisées conformément au tableau 2.
- b. La répartition des fractions de relâchement sur les différentes voies de relâchement (par ex. entre l'enceinte de confinement et l'atmosphère ou entre l'enceinte de confinement et le puisard respectivement la piscine de dépressurisation) doit être définie de manière retraçable, intelligible et justifiable.
- c. Les relâchements hors des crayons de combustible défectueux suite à une défaillance seront supposés être instantanés.
- d. Les fractions de relâchement sont valables jusqu'à un taux de combustion maximal de 62 000 MWD/MTU ; pour un taux de combustion supérieur à 54 000 MWD/MTU, la puissance linéaire du crayon de combustible de 207 W/cm ne peut pas être dépassée. Les fractions de relâchement indiquées ne s'appliquent qu'au combustible d'uranium. Pour un taux de combustion et une densité de puissance plus élevés que ce qui est indiqué ci-dessus, ainsi que pour le combustible MOX, des fractions de relâchement plus élevées doivent être admises. En cas d'accidents d'éjection d'une barre de commande (REP) et de chute d'une barre de commande (REB), il faudra tenir compte au besoin pour chaque groupe de nucléides d'un terme supplémentaire pour le relâchement transitoire accru qui est proportionnel à l'accroissement d'enthalpie  $\Delta H$  (moyenne radiale) généré pendant la défaillance dans le crayon de combustible. Les fractions de relâchement du tableau 2 concernent l'inventaire des produits de fission des crayons de combustible détériorés.
- e. Un facteur de puissance devant être appliqué de sorte à couvrir de manière suffisamment conservatrice tous les cas possibles doit être pris en compte. Sans analyse spécifique, un facteur de puissance de 1,6 est généralement acceptable.

**Tableau 2 Fractions de relâchement par rapport à l'inventaire des crayons de combustible**

Groupe de nucléides	Relâchement hors de l'interstice combustible-gaine du crayon de combustible
Kr-85	1.0E-01
I-131	8.0E-02
Autres halogènes	5.0E-02
Autres gaz rares	5.0E-02
Métaux alcalins	1.20E-01
Groupe du tellure	1.0E-04
Métaux alcalino-terreux	3.0E-05
Métaux de transition et métaux rares	3.0E-05
Lanthanides	3.0E-05
Groupe du cérium	3.0E-05

#### 4.3.5 Relâchement accru hors des crayons de combustible lors du « spiking » des transitoires de puissance

- a. Sur l'exemple de la figure B-1 de l'appendice 2, qui montre l'évolution dans le temps de l'élévation de l'activité (ladite « magnitude de spiking ») en fonction des cas couverts, le modèle de « spiking » utilisé couvrira au moins 70 % de tous les cas.
- b. Si les spécifications techniques fixent des valeurs limites inférieures et supérieures d'activité du caloporteur, un relâchement accru dû au « spiking » doit être supposé sur la base de ces valeurs limites et pour les analyses radiologiques de défaillances pertinentes.

#### 4.3.6 Modèles de transport

- a. Pour la suite du transport de produits de fission dans les systèmes et les locaux de l'installation, les formes de substances radioactives suivantes doivent être distinguées :
  - gaz rares (groupe de nucléides 1, Tableau 1) ;
  - halogènes, différentes formes chimiques (groupe de nucléides 2, Tableau 1) ;
  - aérosols (groupes de nucléides 3 à 8, Tableau 1).

- b. L'évolution de la forme physique et chimique des radionucléides dans l'enceinte de confinement doit en principe être évaluée compte tenu de l'état de la science et de la technique.

#### **4.3.7 Gaz rares**

Les gaz rares sont transportés avec le vecteur de transport, par exemple avec la vapeur, sans déposition ni fixation.

#### **4.3.8 Aérosols**

- a. L'analyse du terme source tiendra compte si nécessaire des processus suivants :
  1. transport d'aérosols dans des bulles de gaz ou de vapeur à travers l'eau de bassins, production et évacuation d'aérosols lors du passage des bulles à travers la surface de l'eau des bassins, évacuation d'aérosols depuis l'eau de bassins en ébullition ;
  2. transport d'aérosols lors de l'évaporation partielle d'eau surchauffée lors d'une fuite (« flashing ») et de la fraction des substances relâchées sous forme d'aérosols et transportées par la vapeur.

La réduction des aérosols dans des volumes de bilan peut être prise en compte par exemple par :

- la déposition naturelle d'aérosols transportés par l'air, depuis l'atmosphère de l'enceinte de confinement par exemple ;
  - le lessivage, par des systèmes d'aspersion, d'aérosols transportés par l'air.
- b. Des modèles et résultats acceptables à propos des processus 1 et 2 et du lessivage par des systèmes d'aspersion figurent dans les rapports suivants :
    1. Déposition naturelle d'aérosols depuis l'atmosphère de l'enceinte de confinement : Powers D.A. et al, 1996.
    2. Transport d'aérosols dans l'eau des bassins : Powers D.A. et al, 1993, et Powers D.A et al, 1997.
    3. Lessivage par des systèmes d'aspersion d'aérosols transportés par l'air : Powers D.A. et al, 1993.

## 4.3.9 Halogènes et iodure de césium

### 4.3.9.1 Forme des halogènes

Conformément au Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », il faut partir, pour des relâchements depuis l'interstice gaine-combustible du crayon de combustible et via le caloporteur, des espèces d'iode suivantes :

- a. 95 % d'iodure de césium ;
- b. 4,85 % d'iode élémentaire ;
- c. 0,15 % d'iode organique (iodure de méthyle).

### 4.3.9.2 Processus de partition, d'absorption et de désorption

- a. L'analyse du transport des substances radioactives tiendra compte des processus de partition entre les bassins d'eau et l'atmosphère afférente.
- b. Lors du transport des substances radioactives, les processus d'absorption, d'adsorption et de désorption entre structures, parois, équipements et volumes libres doivent être pris en compte. Une description et une analyse de ces processus pour des halogènes figurent dans Beahm E.C. et al, 1985.

### 4.3.9.3 Influence de la valeur du pH de l'eau de bassins

Pour la suite du transport des halogènes, la forte dépendance au pH de l'eau de bassins ou à celui de l'eau en tant que vecteur de transport, par exemple de l'eau dans le puisard de l'enceinte de confinement (REP), dans la piscine de dépressurisation (REB), ou de l'eau dans la piscine de stockage des éléments de combustible doit être prise en compte.

- a. Toutes les conditions susceptibles de modifier la valeur du pH de l'eau de bassins ou de l'eau en tant que vecteur de transport pendant la défaillance sont à évaluer. La valeur du pH doit être déterminée au moyen de méthodes telles que décrites dans Weber C.F. et al, 1999, Beahm E.C et al, 1992 a, Beahm E.C. et al, 1992 b et Weber C.F. et al, 1992.
- b. Il doit être pris en compte que, pour un pH inférieur à 7, un important relâchement d'iode sous forme volatile peut avoir lieu dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement.
- c. Concernant les radionucléides relâchés dans l'enceinte de confinement, il faut supposer qu'ils se mélangent instantanément et de manière homogène avec l'atmosphère dans le volume libre de l'enceinte de confinement (REP) et dans le drywell (REB). Dans le cas du REB, il est possible de tenir compte d'une importante rétention d'iode dans la piscine de dépressurisation si le pH de l'eau est égal ou supérieur à 7. A défaut, il faut tenir compte

de l'évacuation suite à la formation d'espèces d'iode volatiles. Dans l'enceinte de confinement, il est possible de tenir compte de la réduction de produits de fission de l'atmosphère de cette enceinte suite à la déposition naturelle et du fait d'un système d'aspersion. Pour le lessivage d'iode par un système d'aspersion, il est également déterminant de savoir si, dans la phase de recirculation au moins, l'eau a un pH égal ou supérieur à 7.

- d. En cas d'accident de manipulation des éléments de combustible, il faut supposer, conformément au chapitre 4.3.9.1, que la forme chimique des halogènes relâchés hors des crayons de combustible dans l'eau de la piscine des éléments de combustible se compose à 95 % de CsI, à 4,85 % d'iode élémentaire et à 0,15 % d'iode organique (iodure de méthyle). L'iodure de césium (CsI) relâché passe d'abord quasi entièrement dans l'eau et s'y dissocie sous forme d'ions. En raison du pH le plus souvent bas dans l'eau, il faut supposer que l'iode relâché de l'eau dans l'atmosphère est présent sous forme élémentaire.
- e. Si en cas de fuite d'un système de sécurité, plus de 10 % de l'eau relâchée s'évapore, la quantité d'iode relâchée correspond à la part de la vapeur. Si la part évaporée est de moins de 10 % ou si la température de l'eau est inférieure à 100°C, il faut supposer que 10 % de l'iode est relâché de l'eau de bassins dans l'atmosphère. Une fraction de relâchement moindre doit être démontrée sur la base de l'évolution de la valeur du pH dans le puisard et du taux de ventilation dans l'espace en question. Il faut supposer pour cette considération aussi qu'un pH de 7 et plus réduit fortement la formation d'espèces d'iode volatiles.
- f. Si en cas de rupture d'une conduite de vapeur vive et de rupture d'un tube de chauffe d'un générateur de vapeur pour le REP, l'eau s'évapore entièrement ou partiellement sur le côté secondaire du générateur de vapeur concerné, il faut tenir compte de l'influence du changement de pH sur le côté secondaire suite à l'évaporation, à la fuite du circuit primaire dans le circuit secondaire et à l'apport d'eau d'alimentation de secours sur la rétention des radionucléides pendant le déroulement de la défaillance. Le relâchement accru d'espèces d'iode doit être démontré explicitement, notamment pour des valeurs de pH inférieures à 7.

#### **4.3.10 Effets de filtre**

- a. Pour la prise en compte de filtres dans les analyses radiologiques, deux types de filtres doivent être distingués :
  - des filtres pour le fonctionnement normal (filtres propres à l'exploitation) ;

- des filtres pour le fonctionnement en cas d'accident.
- b. Les filtres propres à l'exploitation peuvent être retenus dans les analyses de défaillances s'ils sont conçus avec une réserve de sécurité suffisante pour les conditions probables en cas de défaillance. Les exigences suivantes devront par ailleurs être respectées :
  - Les définitions concernant l'entretien, les tests et l'efficacité doivent être consignées dans les spécifications techniques ou des prescriptions équivalentes.
  - Les facteurs de rétention utilisés doivent être fixés de manière suffisamment conservatrice.
- c. Les définitions des spécifications techniques doivent être utilisées concernant les filtres pour le fonctionnement en cas d'accident.
- d. L'effet de rétention du recouvrement d'eau sur les aérosols et les halogènes est traité aux chapitres 4.3.8 et 4.3.9. Des systèmes de filtrage composés d'un conteneur d'eau avec buses de Venturi fonctionnent sur les mêmes principes et doivent être analysés avec les méthodes décrites aux chapitres 4.3.8 et 4.3.9.

#### **4.3.11 Transport et relâchement de substances radioactives via turbine et condenseur**

Le transport et le relâchement de substances radioactives par les conduites de vapeur via les turbines ou la dérivation (« bypass ») de turbine, jusqu'au condenseur et finalement jusqu'aux systèmes pour gaz rejetés seront déterminés compte tenu de la structure de ces systèmes et de l'état de fonctionnement probable des installations. Vu que l'état de fonctionnement de ces systèmes peut varier selon la défaillance et la variante de la défaillance, des hypothèses simplificatrices, qui seront choisies de manière conservatrice en perspective des valeurs de dose résultantes, sont nécessaires pour les voies de relâchement et l'état des systèmes, par exemple le condenseur. Les modèles, analyses et paramètres utilisés seront justifiés de manière retraçable et intelligible. Des taux de fuite conservatifs et justifiables doivent être supposés.

## **5 Analyse du terme source pour d'autres installations nucléaires**

- a. Les exigences du chapitre 4.1. s'appliquent par analogie. En donnant une justification retraçable et intelligible, il est possible de laisser de côté certaines exigences en fonction de leur pertinence pour l'installation considérée.

- b. Les exigences pertinentes posées à la documentation de l'analyse du terme source doivent par analogie être reprises des chapitres 4.2.1 à 4.2.7 pour les défaillances de dimensionnement.
- c. Les modèles mentionnés au chapitre 4.3 peuvent être repris pour les installations respectives, dans la mesure où ils sont manifestement applicables. La liste des nucléides dans l'annexe 1 doit si nécessaire être complétée par des nucléides pertinents (par ex. H-3, C-14).

## 6 Notification du terme source en cas d'événement

- a. En cas d'événement, l'exploitant de l'installation nucléaire doit déterminer le terme source lors du relâchement effectif ou imminent et le transmettre électroniquement à l'IFSN. Avant la transmission, l'exploitant analysera la plausibilité du terme source.
- b. La notification du terme source à l'IFSN doit avoir lieu le plus tôt possible en cas d'événement.
- c. Pour éviter toute incertitude inutile lors de l'identification du terme source, les exploitants des installations doivent maintenir au niveau actuel de la science et de technique la documentation et les programmes de calcul nécessaires à la détermination du terme source en cas d'événement.
- d. Le terme source transmis à l'IFSN doit répondre aux exigences suivantes :
  - La composition du terme source est à préciser en fonction des groupes de substances « gaz rares », « iode » et « aérosols ». Pour autant qu'elle soit connue, la composition en nucléides du terme source sera spécifiée.
  - En cas d'accident avec des éléments de combustible usés et en cas d'accident avec une contribution significative de l'activité du caloporteur à la dose, la composition en nucléides du terme source sera spécifiée.
  - En cas de relâchements de courte durée, la valeur intégrale du terme source sera précisée et sa composition en nucléides spécifiée.
  - En cas de relâchements de plus longue durée (typiquement des heures), le taux de relâchement sera précisé en Bq/s sur des intervalles de temps judicieux et la composition en nucléides du terme source spécifiée.
  - Le moment de l'arrêt du réacteur et le début du relâchement dans l'environnement seront spécifiés.

- La hauteur du relâchement, la voie de relâchement (cheminée, sol) et la durée totale du relâchement seront spécifiées.
- Il doit être spécifié dans la notification à l'IFSN si le relâchement s'est produit / se produira de manière filtrée ou non filtrée.
- Pour l'iode, les formes chimiques qui se manifestent (élémentaire, organique, sous forme d'aérosol) seront spécifiées.

## 7 Liste des références

- Beahm E.C., Shockley W.E., Culberson O.L., Organic Iodide Formation Following Nuclear Reactor Accidents, USNRC, NUREG/CR-4327, ORNL/TM-9627, décembre 1985
- Beahm E.C., Lorenz R.A., Weber C.F., Iodine evolution and pH control, USNRC, NUREG/CR-5950, décembre 1992a
- Beahm E.C., Weber C.F., Kress T.S., Parker G.W., Iodine chemical forms in LWR severe accidents, Final Report, USNRC, NUREG/CR-5732, avril 1992b
- Postma A.K., Tam P.S., Iodine Behavior in a PWR Cooling system Following a Postulated Steam Generator Tube Rupture Accident, NUREG-0409, USNRC, janvier 1978
- Powers D.A., Washington K.E., Sprung J.L., Burson S.B., A simplified model of aerosol removal by natural processes in reactor containments, NUREG/CR-6189, SAND94-0407, USNRC, juillet 1996
- Powers D.A., Sprung J.L., A simplified model of aerosol scrubbing by a water pool overlying core debris interacting with concrete, NUREG/CR-5901 (SAND92-1422), USNRC, Sandia National Labs, novembre 1993
- Powers D.A., Shaperow J.H., A simplified model of decontamination by BWR steam suppression pools, NUREG/CR-6153, SAND93-2588, USNRC, mai 1997
- Powers D.A., Burson S.B., A simplified model of aerosol removal by containment spray, NUREG/CR-5966 (SAND92-2689), USNRC, Sandia National Labs, juin 1993
- Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, USNRC, juillet 2000
- Weber C.F., Beahm E.C., Calculation of pH and Iodine Volatility Under Reactor Accident Conditions for Light Water Reactors, Letter Report, for USNRC, Contract DE-AC05-96OR22464, ORNL/NRC/LTR-99/3, mars 1999
- Weber C.F., Beahm E.C., Kress T.S., Models of Iodine behavior in reactor containments, Oak Ridge Nat. Laboratory, ORNL/TM-12202, for U.S. Department of Energy, octobre 1992

Directive adoptée par l'IFSN le 1er février 2010.

Le directeur de l'IFSN : H. Wanner



## Annexe 1 Ensemble de nucléides pour l'analyse du terme source en cas de défaillances de dimensionnement

Tableau A-1 Ensemble de nucléides des produits de fission et d'activation

No	Nucléide	T <sub>1/2</sub> <sup>2</sup>	No	Nucléide	T <sub>1/2</sub>
1	Br-82	35.30 h	59	I-131	8.04 d
2	Br-83	2.39 h	60	Xe-131m	11.9 d
3	Kr-83m	1.83 h	61	Te-132	78.2 h
4	Br-84	31.80 m	62	I-132	2.30 h
5	Kr-85	10.72 a	63	Te-133m	55.4 m
6	Kr-85m	4.48 h	64	Te-133	12.45 m
7	Rb-86	18.66 d	65	I-133	20.8 h
8	Kr-87	76.3 m	66	Xe-133	5.245 d
9	Kr-88	2.84 h	67	Xe-133m	2.188 d
10	Rb-88	17.8 m	68	Te-134	41.8 m
11	Rb-89	15.2 m	69	I-134	52.6 m
12	Sr-89	50.5 d	70	Cs-134m	2.90 h
13	Sr-90	29.12 a	71	Cs-134	2.062 a
14	Y-90	64.0 h	72	I-135	6.61 h
15	Sr-91	9.5 h	73	Xe-135	9.09 h
16	Y-91	58.51 d	74	Xe-135m	15.29 m
17	Y-91m	49.71 m	75	Cs-135m	53 m
18	Sr-92	2.71 h	76	Cs-136	13.1 d
19	Y-92	3.54 h	77	Cs-137	30.0 a
20	Y-93	10.1 h	78	Ba-137m	2.552 m
21	Zr-95	63.98 d	79	Xe-138	14.17 m
22	Nb-95	35.15 d	80	Cs-138	32.2 m
23	Nb-95m	86.6 h	81	Ba-139	82.7 m
24	Zr-97	16.90 h	82	Ba-140	12.74 d
25	Nb-97	72.1 m	83	La-140	40.272 h
26	Mo-99	66.0 h	84	Ba-141	18.27 m
27	Tc-99m	6.02 h	85	La-141	3.93 h
28	Ru-103	39.28 d	86	Ce-141	32.501 d
29	Rh-103m	56.12 m	87	Pr-142	19.13 h
30	Ru-105	4.44 h	88	La-142	92.5 m
31	Rh-105	35.36 h	89	Ce-143	33.0 h
32	Ru-106	368.2 d	90	Pr-143	13.56 d

<sup>2</sup> Valeurs tirées de l'ORaP

No	Nucléide	T <sub>1/2</sub> <sup>2</sup>
33	Rh-106	29.92 s
34	Pd-109	13.427 h
35	Ag-110m	249.9 d
36	Ag-110	24.6 s
37	Ag-111	7.45 d
38	Sn-121	27.06 h
39	Sb-122	2.70 d
40	Sn-123	129.2 d
41	Sb-124	60.20 d
42	Sn-125	9.64 d
43	Sb-125	2.77 a
44	Te-125m	58 d
45	Sb-126	12.4 d
46	Sn-127	2.10 h
47	Sb-127	3.85 d
48	Te-127	9.35 h
49	Te-127m	109 d
50	Sn-128	59.1 m
51	Sb-128	9.01 h
52	Sb-129	4.32 h
53	Te-129	69.6 m
54	Te-129m	33.6 d
55	I-130	12.36 h
56	Sb-131	23 m
57	Te-131	25 m
58	Te-131m	30 h

No	Nucléide	T <sub>1/2</sub>
91	Ce-144	284.3 d
92	Pr-144	17.28 m
93	Pr-144m	7.2 m
94	Nd-147	10.98 d
95	Pm-147	2.6234 a
96	Pm-148m	41.3 d
97	Pm-148	5.37 d
98	Nd-149	1.73 h
99	Pm-149	53.08 h
100	Pm-151	28.4 h
101	Sm-153	46.7 h
102	Eu-154	8.80 a
103	Eu-155	4.96 a
104	Eu-156	15.19 d
105	Tb-160	72.3 d
106	U-237	6.75 d
107	Np-238	2.117 d
108	Pu-238	87.74 a
109	Np-239	2.355 d
110	Pu-239	2.4E+04 a
111	Pu-240	6537 a
112	Pu-241	14.4 a
113	Am-241	432.2 a
114	Cm-242	162.8 d
115	Cm-243	28.5 a
116	Cm-244	18.11 a

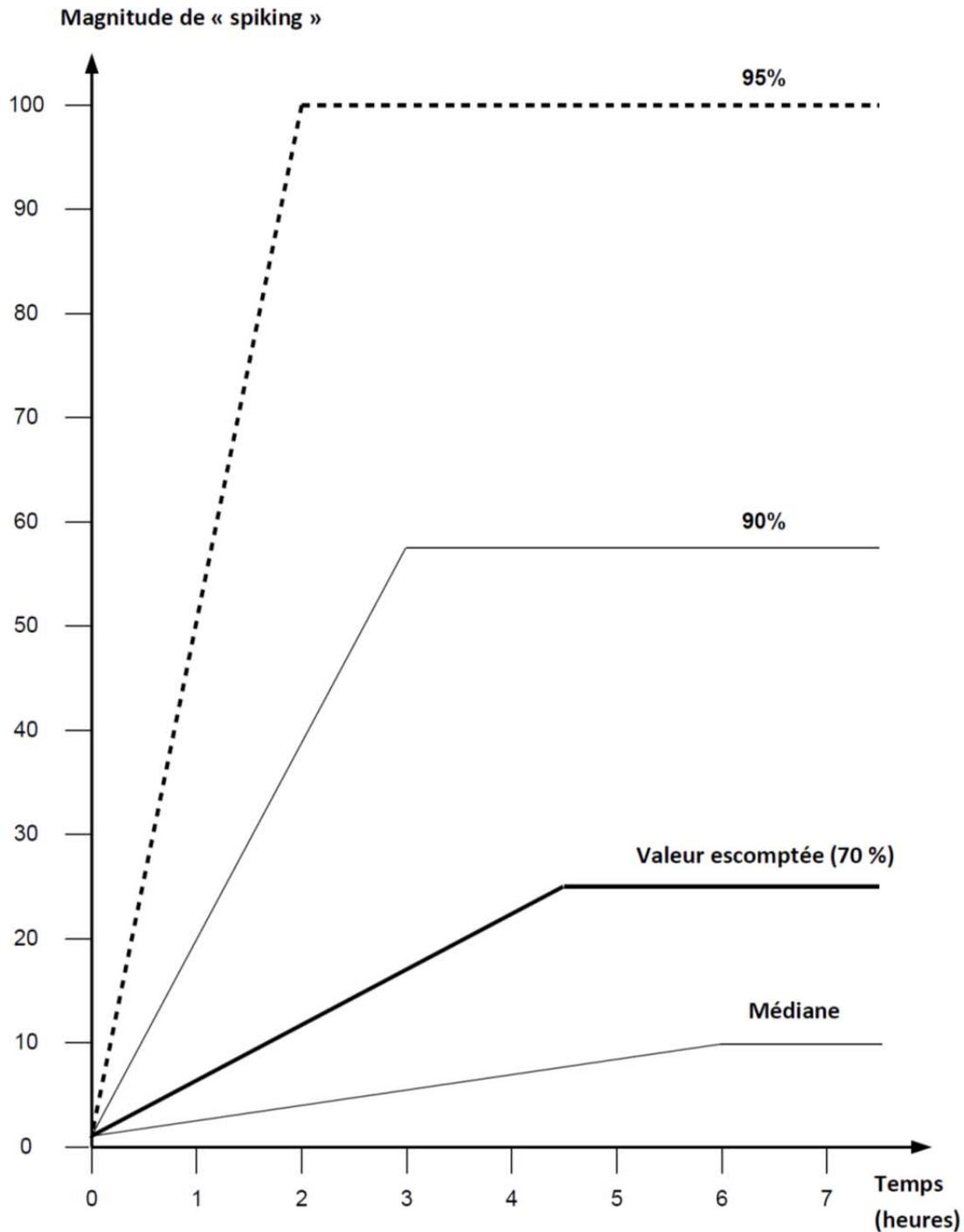
**Tableau A-2 Ensemble de nucléides des produits de corrosion activés**

No	Nucléide	T <sub>1/2</sub>
1	Cr-51	27.704 d
2	Mn-54	312.5 d
3	Mn-56	2.5785 h
4	Fe-59	44.529 d
5	Co-58	70.80 d
6	Co-60	5.27 a

No	Nucléide	T <sub>1/2</sub>
7	Cu-64	12.7 h
8	Zn-65	243.9 d
9	Ag-110m	249.8 d
10	Sb-122	2.70 d
11	Sb-124	60.2 d

## Annexe 2 « Spiking » : bases d'évaluation pour les modèles de « spiking »

Figure B-1



## **Annexe 3 Défaillances particulières et voies de transport**

Cette annexe traite de certaines défaillances de dimensionnement, notamment :

1. Réacteur à eau sous pression (REP)
  - 1.1 Accident de perte du caloporteur
  - 1.2 Rupture de conduite de vapeur vive
  - 1.3 Rupture d'un tube de chauffe d'un générateur de vapeur
  - 1.4 Blocage du rotor d'une pompe de circulation principale du caloporteur
  - 1.5 Ejection d'une barre de commande
2. Réacteur à eau bouillante (REB)
  - 2.1 Accident de perte du caloporteur
  - 2.2 Rupture de conduite de vapeur vive
  - 2.3 Chute d'une barre de commande
3. Les deux types de réacteur (REP et REB)
  - 3.1 Rupture d'une conduite d'instrumentation
  - 3.2 Accident de manipulation des éléments de combustible

Une limitation des défaillances considérées par le requérant aux accidents et voies de transport décrits ici n'est pas admise pour autant. Le recours à des modèles alternatifs est admis dans la mesure où les dispositions figurant au chapitre 4.3 sont satisfaites.

### **1 Réacteur à eau sous pression (REP)**

#### **1.1 Accident de perte du caloporteur**

- a. Le chapitre 4.3 décrit des modèles et des hypothèses acceptables en vue de définir les inventaires de substances radioactives. Concernant le relâchement depuis les crayons de combustible, il faut supposer que 10 % des gaines de crayons de combustible sont détériorées, si l'analyse de l'étendue des dommages ne démontre pas que les dommages supposés de manière réaliste n'atteignent pas 10 % des gaines de crayons de combustible. Si des gaines de crayons de combustible sont détériorées, les fractions de relâchement selon le tableau 2 du chapitre 4.3 sont à utiliser. Si moins de 1 % des gaines sont endommagées, l'activité du caloporteur et le « spiking » doivent aussi être pris en compte conformément au chapitre 4.3.5.

- b. Si la valeur du pH dans l'eau du puisard reste égale ou supérieure à 7, il est possible de supposer que l'iode relâché dans l'enceinte de confinement se composera à 95 % d'iodure de césium, 4,85 % d'iode élémentaire et 0,15 % d'iode organique. Si pendant l'accident la valeur du pH dans l'eau du puisard tombe au-dessous de 7, la composition de l'iode doit être déterminée de manière spécifique. Cette détermination de la valeur du pH tient compte des apports dans le puisard, du chimisme déterminant dans le puisard et des effets du processus de radiolyse. Des valeurs de pH inférieures à 7 entraînent une formation et des parts accrues d'espèces d'iode volatiles, ce qui doit être pris en compte dans l'analyse.
- c. Les substances radioactives qui se libèrent avec le caloporteur du circuit primaire sont relâchées dans l'enceinte de confinement. A leur entrée dans l'enceinte de confinement, la répartition des substances radioactives suivante doit être supposée comme suit :
  - substances sous forme de gaz rare et iode organique à 100 % dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement ;
  - toutes les autres substances selon les parts de vapeur et d'eau libérées directement après la fuite.
- d. Des processus de partition doivent être pris en compte pour déterminer la répartition des substances radioactives dans l'enceinte de confinement.
- e. Pour les halogènes et les aérosols, il est possible de tenir compte de la déposition naturelle et de l'action d'un système d'aspersion de l'enceinte de confinement. Il est également possible de considérer la réduction de l'activité transportée par l'air par des systèmes de circulation de l'air avec des filtres, dans la mesure où ces systèmes sont disponibles pendant l'accident et agréés pour les conditions de l'accident. Des informations sur des modèles adéquats figurent au chapitre 4.3.
- f. Les débits de fuite depuis l'enceinte de confinement doivent être déterminés sur la base des spécifications techniques.
- g. Si la ventilation de l'enceinte de confinement fonctionne en exploitation normale périodiquement avec amenée d'air et évacuation d'air (fonctionnement en mode de « purge »), le relâchement par la ventilation avant l'isolation doit être pris en compte, l'intervalle de temps jusqu'à l'isolation devant être fixé de manière conservative et justifiable.
- h. Pour les relâchements suite à des fuites des systèmes d'alimentation de sécurité et d'évacuation de la puissance résiduelle en mode de recirculation via des fuites de tiges de soupape, de joints d'étanchéité de paliers de pompes et de garnitures d'étanchéité à bride, les débits de fuite correspondants doivent être fixés de manière conservative et justifiable.

- i. Pour analyser la rétention de substances radioactives dans l'enceinte de confinement secondaire, il est possible de recourir aux données du Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », ou à des modèles correspondants. De possibles voies de dérivation (« bypass ») de l'enceinte de confinement secondaire doivent être prises en compte. Une décompression nécessaire à plus long terme de l'enceinte de confinement primaire doit être analysée et prise en compte dans l'évaluation des effets radiologiques.

## 1.2 Rupture de conduite de vapeur vive

- a. Si aucune détérioration supplémentaire de gaines de crayons de combustible ne survient suite aux contraintes pendant l'accident, les activités maximales du caloporteur (des circuits primaire et secondaire) pouvant apparaître selon les limites définies dans les spécifications techniques doivent être appliquées. A défaut, le relâchement de substances radioactives doit être déterminé conformément au tableau 2 du chapitre 4.3. Selon le Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », les relâchements d'iode des générateurs de vapeur dans l'environnement se composent à 97 % d'iode élémentaire et à 3 % d'iode organique. Le « spiking » doit être pris en compte conformément au chapitre 4.3.5.
- b. L'activité libérée des crayons de combustible se mêle instantanément au caloporteur du circuit primaire.
- c. La fuite de générateurs de vapeur du circuit primaire dans le circuit secondaire doit être supposée conformément aux spécifications techniques, cette fuite devant être répartie sur les générateurs de vapeur de sorte que la dose dans l'environnement en cas de défaillance soit maximisée.
- d. Une fuite du circuit primaire dans le circuit secondaire doit être supposée jusqu'à l'équilibre de pression des deux circuits de refroidissement ou jusqu'à ce que la température du caloporteur du circuit primaire descende au-dessous de la valeur de 100 °C. Des relâchements radioactifs de générateurs de vapeur non concernés doivent être supposés jusqu'à la mise en œuvre du régime d'évacuation de la chaleur résiduelle (« shutdown cooling ») et la cessation des rejets par les générateurs de vapeur.
- e. Les gaz rares relâchés du système primaire sont rejetés sans rétention dans l'environnement.
- f. Pour la modélisation du transport d'iode et d'aérosols du système primaire dans le système secondaire, des effets d'épuration (lors du recouvrement

d'eau des défauts d'étanchéité), appelés en anglais « scrubbing », et des effets de partition doivent être pris en compte. Une partie du caloporteur du circuit primaire débordant dans le circuit de refroidissement secondaire s'évapore instantanément (« flashing ») en fonction des conditions thermodynamiques prévalant dans le caloporteur des circuits primaire et secondaire. Des modèles de « scrubbing » acceptables en cas de fuite noyée peuvent être empruntés à NUREG-0409, « Iodine Behaviour in a PWR Cooling System Following a Postulated Steam Generator Tube Rupture Accident ».

- g. Pour l'assèchement des générateurs de vapeur ou l'exposition du défaut d'étanchéité, il faut supposer que les nucléides contenus dans le caloporteur du circuit primaire qui déborde parviennent sans rétention dans l'environnement.
- h. La fraction de fuite, qui ne s'échappe pas par « flashing » dans l'enceinte du générateur de vapeur, se mêle à l'eau restante du générateur de vapeur.
- i. La radioactivité s'échappe avec la vapeur de la phase aqueuse du générateur de vapeur en fonction du taux d'évaporation et du coefficient de partition. La rétention d'aérosols dans le générateur de vapeur est limitée par le transport d'humidité dans la vapeur.
- j. Le possible recouvrement des défauts d'étanchéité et l'influence correspondante sur les paramètres de transport doivent être pris en compte.

### **1.3 Rupture d'un tube de chauffe d'un générateur de vapeur**

- a. L'inventaire de substances pouvant être relâchées et le relâchement seront définis conformément au chapitre 4.3. Si aucune détérioration supplémentaire de gaines de crayons de combustible ne survient suite aux contraintes pendant l'accident, les activités maximales du caloporteur (des circuits primaire et secondaire) pouvant apparaître selon les limites définies dans les spécifications techniques doivent être appliquées. Selon le Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », les relâchements d'iode des générateurs de vapeur dans l'environnement se composent à 97 % d'iode élémentaire et à 3 % d'iode organique. Le « spiking » doit être pris en compte conformément au chapitre 4.3.5.
- b. L'activité libérée des crayons de combustible se mêle instantanément au caloporteur du circuit primaire.

- c. En plus de la rupture d'un tube de chauffe, un débit de fuite maximum, pour le régime d'exploitation, du système de refroidissement primaire dans le système de refroidissement secondaire doit être supposé conformément aux spécifications techniques, la fuite devant être répartie sur les générateurs de vapeur de sorte que la dose dans l'environnement en cas de défaillance soit maximisée.
- d. Une fuite du circuit primaire dans le circuit secondaire doit être supposée jusqu'à l'équilibre de pression des deux circuits de refroidissement ou jusqu'à ce que la température du caloporteur du circuit primaire descende au-dessous de la valeur de 100 °C. Des relâchements radioactifs de générateurs de vapeur non concernés doivent être supposés jusqu'à la mise en œuvre du régime d'évacuation de la chaleur résiduelle (« shutdown cooling ») et la cessation des rejets par les générateurs de vapeur.
- e. Pour calculer le relâchement de produits de fission du système secondaire, la perte de l'alimentation électrique externe doit être supposée en même temps.
- f. Les gaz rares relâchés du système primaire sont rejetés sans rétention dans l'environnement.
- g. Pour les halogènes et les aérosols, les modèles de transport tels qu'ils sont décrits au chapitre 1.2 de cette annexe doivent être utilisés.

## **1.4 Blocage du rotor d'une pompe de circulation principale du caloporteur**

Si une défaillance ne génère pas de détérioration supplémentaire de crayons de combustible, il est possible de renoncer à une analyse radiologique, pour autant qu'une défaillance « enveloppante » - qui la couvre - soit indiquée. A défaut, les hypothèses suivantes sont acceptables :

- a. Les fuites maximales de générateurs de vapeur doivent être supposées conformément aux spécifications techniques. La répartition des fuites sur les générateurs de vapeur doit être modélisée de sorte à maximiser la dose due à la défaillance.
- b. Une fuite du circuit primaire dans le circuit secondaire doit être supposée jusqu'à l'équilibre de pression des deux circuits de refroidissement ou jusqu'à ce que la température du caloporteur du circuit primaire descende au-dessous de la valeur de 100 °C. Des relâchements radioactifs de générateurs de vapeur non concernés doivent être supposés jusqu'à la mise en œuvre du régime d'évacuation de la chaleur résiduelle (« shutdown cooling ») et la cessation des rejets par les générateurs de vapeur.

- c. Les termes sources des crayons de combustible et des systèmes de refroidissement du réacteur seront définis conformément au chapitre 4.3.
- d. Le transport des gaz rares, halogènes et aérosols dans les générateurs de vapeur sera modélisé comme pour les accidents de « rupture de conduite de vapeur vive » et de « rupture du tube de chauffe d'un générateur de vapeur ».

## 1.5 Ejection d'une barre de commande

Si une défaillance ne génère pas de détérioration supplémentaire de crayons de combustible, il est possible de renoncer à une analyse radiologique, pour autant qu'une défaillance « enveloppante » - qui la couvre - soit indiquée. A défaut, les hypothèses suivantes sont acceptables :

- a. Le chapitre 4.3 décrit des modèles et des hypothèses acceptables pour définir les inventaires de substances radioactives. Concernant le relâchement hors des crayons de combustibles, il faudra calculer dans une analyse de l'étendue des dommages le nombre de gaines de crayons de combustibles défectueuses et l'énergie maximum générée dans des crayons de combustibles. Si des gaines de crayons de combustible sont détériorées, les fractions de relâchement seront appliquées conformément au tableau 2 du chapitre 4.3. Si moins de 1 % des gaines sont détériorées, l'activité du caloporteur et le « spiking » doivent aussi être pris en compte conformément au chapitre 4.3.5.
- b. L'accident peut entraîner une perte du caloporteur par le mécanisme d'entraînement des barres de commande. Les scénarios de détérioration et les profils de fuite supposés seront présentés et documentés de manière retraçable et intelligible.
- c. Sur la base du chapitre 4.1.7, deux cas seront considérés : (1) 100 % de l'activité libérée des crayons de combustible est relâchée instantanément dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement ; (2) 100 % de l'activité libérée des crayons de combustible est entièrement dissoute dans le caloporteur et est disponible pour un relâchement dans le système du caloporteur du circuit secondaire. Il est possible de se limiter à un cas, dans la mesure où il est démontré qu'il couvre l'autre.
- d. Dans l'atmosphère de l'enceinte de confinement, l'iode se compose à 95 % d'iodure de césium, à 4,85 % d'iode élémentaire et à 0,15 % d'iode organique. Si le pH de l'eau du puisard tombe en-dessous de 7, qu'il ne s'ensuit pas d'aspersion de l'enceinte de confinement ou que cette dernière est terminée avant l'arrivée d'eau dans le puisard, la répartition de l'iode doit être calculée au cas par cas.

- e. Selon le Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », l'iode relâché des générateurs de vapeur dans l'environnement se compose à 97 % d'iode élémentaire et à 3 % d'iode organique.
- f. La prise en compte de l'action d'installations d'aspersion, de systèmes de filtre ou d'autres systèmes dans l'enceinte de confinement sur l'activité relâchée dans l'environnement est admise.
- g. Il faut supposer que les relâchements hors de l'enceinte de confinement se produisent pendant les premières 24 heures avec un débit de fuite maximal selon les spécifications techniques. Le débit de fuite résulte de la pression maximale lors du contrôle des fuites de l'enceinte de confinement. Après 24 heures, le débit de fuite doit être fixé à 50 % du débit de fuite maximum.
- h. Le débit de fuite maximum du système primaire dans le système secondaire, autorisé en vertu des spécifications techniques, doit être supposé.
- i. Les gaz rares relâchés dans le système secondaire sont libérés dans l'environnement sans rétention.
- j. Le transport des substances radioactives sera modélisé comme pour la rupture de conduite de vapeur vive.

## **2 Réacteur à eau bouillante (REB)**

### **2.1 Accident de perte du caloporteur**

- a. Le chapitre 4.3 décrit des modèles et des hypothèses acceptables en vue de définir les inventaires de substances radioactives. Concernant le relâchement depuis les crayons de combustible, il faut supposer que 10 % des gaines de crayons de combustible sont détériorées, si l'analyse de l'étendue des dommages ne démontre pas que les dommages supposés de manière réaliste n'atteignent pas 10 % des gaines de crayons de combustible. Si des gaines de crayons de combustible sont détériorées, les fractions de relâchement selon le tableau 2 du chapitre 4.3 sont à utiliser. Si moins de 1 % des gaines sont endommagées, l'activité du caloporteur et le « spiking » doivent aussi être pris en compte conformément au chapitre 4.3.5.
- b. Si la valeur du pH dans la piscine de dépressurisation reste égale ou supérieure à 7, il est possible de supposer que l'iode relâché dans l'enceinte de confinement se composera à 95 % d'iodure de césium, 4,85 % d'iode élémentaire et 0,15 % d'iode organique. Si la valeur du pH dans la piscine de dépressurisation tombe au-dessous de 7, la composition de l'iode doit être

déterminée de manière spécifique et conformément aux conditions attendues. La détermination de la valeur du pH doit tenir compte des apports de substances, du chimisme déterminant et des effets de la radiolyse. Des valeurs de pH inférieures à 7 entraînent une formation et des parts accrues d'espèces d'iode volatiles, ce qui doit être pris en compte dans l'analyse.

- c. Les substances radioactives qui se libèrent avec le caloporteur du circuit primaire sont relâchées dans le drywell. A leur entrée dans le drywell, la répartition suivante est à supposer :
  - substances sous forme de gaz rare et iode organique à 100 % dans l'atmosphère du drywell ;
  - toutes les autres substances selon les parts de vapeur et d'eau libérées directement après la fuite.
- d. Des processus de partition doivent être pris en compte pour déterminer la répartition des substances radioactives dans l'enceinte de confinement.
- e. Pour les halogènes et les aérosols, il est possible de tenir compte de la déposition naturelle et de l'action d'un système d'aspersion. Il est également possible de considérer la réduction de l'activité transportée par l'air par des systèmes de circulation d'air avec des filtres, dans la mesure où ces systèmes sont disponibles pendant l'accident et agréés pour les conditions de l'accident. Des informations sur des modèles adéquats figurent au chapitre 4.3.
- f. Il est possible de tenir compte de la rétention de produits de fission dans la piscine de dépressurisation tout en considérant de possibles voies de dérivation (« bypass ») du drywell à l'enceinte de confinement (en particulier pour le REB avec enceinte de confinement Mark-III).
- g. Pour les relâchements suite à des fuites des systèmes d'alimentation de sécurité et d'évacuation de la puissance résiduelle en mode de recirculation via des fuites de tiges de soupape, de joints d'étanchéité de paliers de pompes et des garnitures d'étanchéité à bride, les débits de fuite correspondants doivent être fixés de manière conservative et justifiable.
- h. Si la ventilation de l'enceinte de confinement fonctionne en exploitation normale périodiquement avec amenée d'air et évacuation d'air (fonctionnement en mode de « purge »), le relâchement par la ventilation avant l'isolation doit être pris en compte, l'intervalle de temps jusqu'à l'isolation devant être fixé de manière conservative et justifiable.
- i. Une dépressurisation nécessaire à long terme de l'enceinte de confinement primaire doit être analysée et considérée lors de l'évaluation des effets radiologiques.

- j. Des débits de fuite doivent être supposés conformément aux spécifications techniques. Le Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », comprend des spécifications conservatives pour déterminer la rétention dans l'enceinte de confinement secondaire et les filtres d'air évacué en cas d'accident. Des voies de dérivation (« bypass ») de l'enceinte de confinement secondaire doivent être prises en compte.
- k. Le relâchement de substances radioactives suite aux fuites des soupapes de fermeture à action rapide sur les conduites de vapeur vive doit être pris en compte et les débits de fuite doivent en être déduits de manière conservative sur la base des dispositions des spécifications techniques.
- l. D'après le Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », l'activité dans le drywell doit être employée pour déterminer la fuite de substances radioactives. Toutes les voies de fuite pouvant contribuer aux conséquences dans l'environnement de l'installation doivent être analysées. La rétention de substances radioactives dans le séparateur de vapeur et les effets de partition dans la cuve du réacteur sont à négliger.
- m. Pour le transport ultérieur et le relâchement de substances radioactives en aval des soupapes d'isolation des conduites de vapeur vive, les spécifications du Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors » doivent être utilisées.

## **2.2 Rupture de conduite de vapeur vive**

- a. Si aucune détérioration supplémentaire de gaines de crayons de combustible ne survient suite aux contraintes pendant l'accident, les activités maximales du caloporteur pouvant apparaître selon les limites définies dans les spécifications techniques doivent être employées. A défaut, le relâchement de substances radioactives doit être déterminé conformément au chapitre 4.3. Le « spiking » doit être pris en compte conformément au chapitre 4.3.5.
- b. Les soupapes de fermeture à action rapide sur les conduites de vapeur vive ferment avec le temps maximum permis par les spécifications techniques.
- c. La quantité de vapeur vive relâchée correspond à celle de la conduite de vapeur vive, aux conduites qui y sont connectées et à la quantité de vapeur vive qui s'écoule jusqu'à la fermeture par les soupapes d'arrêt d'urgence.

- d. La dispersion de radioactivité relâchée avec le caloporteur doit être modélisée sous forme de relâchement dans l'environnement immédiat et proche du sol. Aucune rétention par les bâtiments de l'installation ne doit être supposée.
- e. La répartition suivante doit être supposée pour le relâchement d'iode hors de la conduite de vapeur vive : 95 % d'aérosols, 4,85 % sous forme élémentaire et 0,15 % sous forme organique.

## 2.3 Chute d'une barre de commande

Il est possible de renoncer à une analyse radiologique, pour autant qu'une défaillance « enveloppante » - qui la couvre - soit indiquée. A défaut, les hypothèses suivantes sont acceptables :

- a. Le chapitre 4.3 décrit des modèles et des hypothèses acceptables en vue de définir les inventaires de substances radioactives. Concernant le relâchement depuis les crayons de combustible, il faudra calculer dans une analyse de l'étendue des dommages le nombre de gaines de crayons de combustible défectueuses et l'énergie maximale générée. Si des gaines de crayons de combustible sont détériorées, les fractions de relâchement selon le tableau 2 du chapitre 4.3 doivent être utilisées.
- b. Si aucune détérioration supplémentaire des crayons de combustibles ne survient suite à un accident, le relâchement se composera des substances radioactives contenues dans le caloporteur, l'activité maximale dans le caloporteur devant être supposée pour le fonctionnement de longue durée en fonction des spécifications techniques. Le « spiking » doit être pris en compte conformément au chapitre 4.3.
- c. L'activité libérée des crayons de combustible se mêle instantanément au caloporteur de la cuve du réacteur.
- d. Ni la partition d'espèces d'iode dans la cuve du réacteur ni de la rétention dans le séparateur d'eau ne doivent être pris en compte.
- e. Pour l'activité libérée dans le caloporteur, 100 % des gaz rares, 10 % de l'iode et 1 % des nucléides restants atteignent la turbine et le condenseur conformément au Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors ».
- f. 100 % des gaz rares, 10 % de l'iode et 1 % des aérosols qui atteignent la turbine et le condenseur sont à disposition pour un relâchement dans l'environnement. Un relâchement proche du sol se fait par la turbine et le condenseur avec un débit de fuite de 1 % par jour sur une durée de 24

heures. Aucune rétention ou dilution dans la salle des machines ne doit être supposée. La désintégration radioactive peut être prise en compte.

- g. Pour le transport ultérieur et le relâchement des substances radioactives, par exemple par les turbines et le condenseur, le mode de fonctionnement attendu et l'état de fonctionnement de ces systèmes après le début de l'accident doivent être pris en compte. Voir aussi le chapitre 4.3.
- h. Les halogènes libérés dans le caloporteur du réacteur se composent, conformément au chapitre 4.3.9.1, à 95 % d'iodure de césium, 4,85 % d'iode élémentaire et 0,15 % d'iode organique. Conformément au Regulatory Guide 1.183, « Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors », l'iode rejeté de la turbine et du condenseur se compose à 97 % d'iode élémentaire et à 3 % d'iode organique.

## **3 Les deux types de réacteur (REP et REB)**

### **3.1 Rupture d'une conduite d'instrumentation**

- a. Les conduites d'instrumentation sont équipées d'un diaphragme situé à la jonction avec le système de refroidissement du réacteur. Une rupture de la conduite d'instrumentation avant et après ce diaphragme doit être supposée.
- b. Le terme source à la sortie du système de refroidissement est déterminé d'après les données du chapitre 4.3. Les activités du caloporteur sont déterminées conformément aux limites des spécifications techniques.
- c. Le vecteur de transport (eau et vapeur) s'écoule avec les substances radioactives dans un local de l'installation d'abord : la vapeur à l'atmosphère du local et l'eau au puisard. Les parts des deux phases et leur état thermodynamique résultent de l'analyse thermohydraulique. Entre l'eau du puisard (si présente) et l'atmosphère dans les locaux de l'installation concernés, des équilibres de partition pour les substances volatiles avec comportement de partition doivent être pris en considération. Les substances non volatiles sont en grande partie déjà transportées dans la phase aqueuse ou peuvent se déposer par condensation hors de l'atmosphère du local. Il faut considérer que les gaz rares sont tous transportés par l'air.
- d. Au lieu d'une analyse détaillée de la thermohydraulique et du transport d'activité dans la conduite, il est possible de supposer pour la concentration massique d'activité des halogènes dans la vapeur (humidité résiduelle comprise), 10 % de la concentration d'activité dans le caloporteur du circuit

primaire qui se déverse. Il faut supposer que 10 % des halogènes sont sous forme organique et 90 % sous forme élémentaire.

- e. Pour cet accident, le transport ultérieur d'activité dans l'environnement se fait par le biais de voies opérationnelles de ventilation. Des facteurs de rétention correspondants et démontrables peuvent pour cela être définis. L'effet de filtres opérationnels doit être fixé de manière conservatrice sur la base des spécifications et du mode de fonctionnement des filtres.

### **3.2 Accident de manipulation des éléments de combustible**

- a. Le nombre des crayons de combustible détériorés doit être calculé dans une analyse de l'étendue des dommages, sur la base des scénarios les plus conservatifs.
- b. L'inventaire d'activité doit être calculé en se fondant sur des éléments de combustible avec l'inventaire maximal résultant du premier cycle de séjour en pile d'un cœur en équilibre et d'un facteur de puissance couvrant de manière conservatrice les cas possibles. Le temps de décroissance correspond au temps d'après lequel, conformément aux spécifications techniques, les éléments de combustible peuvent être au plus tôt déplacés. Pour le relâchement de substances radioactives hors des crayons de combustible détériorés, les fractions de relâchement doivent être appliquées d'après le tableau 2 du chapitre 4.3 « Relâchement hors du collecteur de gaz du crayon de combustible ».
- c. Pour le relâchement hors des crayons de combustible détériorés, la forme chimique des halogènes doit être supposée à 95 % d'iodure de césium (Csl), 4,85 % d'iode élémentaire et 0,15 % d'iode organique. Il faut supposer que le Csl dans l'eau est complètement dissocié et qu'en raison du pH bas de l'eau, l'iode libéré apparaîtra par la suite sous forme élémentaire. Il faut également supposer que ce processus se déroule instantanément. Il en va de même pour la production d'un équilibre de partition entre volumes d'air et volumes d'eau.
- d. Tous les gaz rares libérés des crayons de combustible sont relâchés sans rétention dans l'atmosphère du bâtiment ou de l'enceinte de confinement.
- e. Le transport de substances sous forme d'aérosols peut être défini à l'aide d'un modèle tel que décrit par exemple dans Powers D. A. et al, 1996, et Powers D. A. et al, 1997.
- f. Le transport ultérieur des substances radioactives dans l'environnement sera analysé conformément aux données techniques dans l'installation. S'il n'y a aucune isolation du bâtiment concerné, il faut par exemple supposer que la ventilation continue de fonctionner.





IFSN, CH-5200 Brugg, Industriestrasse 19, Téléphone +41 56 460 84 00, [info@ensi.ch](mailto:info@ensi.ch), [www.ifsu.ch](http://www.ifsu.ch)