



DIRECTION DES CENTRALES NUCLEAIRES

Montrouge, le 19 février 2015

**Réf. : CODEP-DCN-2015-003739****Monsieur le Directeur  
Division Production Nucléaire  
EDF  
Site Cap Ampère – 1 place Pleyel  
93 282 SAINT-DENIS CEDEX**

**Objet : Réacteurs électronucléaires - EDF  
Réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs de 1300 MWe (VD3 1300) et réacteur EPR de Flamanville 3  
Méthode de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident avec ou sans fusion du cœur**

**Réf. :** [1] Lettre EDF EMESN110023 VTN/SAM du 24 février 2011  
[2] Lettre EDF ENSDR060070 du 2 juin 2006  
[3] Note EDF ENTERP070216 B du 17 novembre 2008  
[4] Note EDF ENTERP100087 A du 30 novembre 2010  
[5] Compte-rendu IRSN PSN-RES/SAG/2013-00400 du 1<sup>er</sup> octobre 2013  
[6] Fiche de synthèse EDF D305914001605 su 7 février 2014  
[7] Compte-rendu IRSN PSN-RES/SAG/2014-00135 du 26 mars 2014  
[8] Fiche de synthèse EDF D305914000620 du 28 janvier 2014

Monsieur le Directeur,

Par lettre citée en référence [1], Électricité de France (EDF) a transmis à l'Autorité de sûreté nucléaire (ASN) la mise à jour du référentiel de qualification des matériels des réacteurs nucléaires en service aux conditions accidentelles. La transmission de ce courrier s'est opérée dans le cadre du réexamen de sûreté associé aux troisièmes visites décennales des réacteurs électronucléaires de 1300 MWe.

À la suite de la réunion du groupe permanent d'experts sur le sujet de la qualification des équipement aux conditions accidentelles tenue le 23 mars 2006, vous avez décidé l'action n° 2, citée dans votre courrier en référence [2]. Ceci vous a conduit à mettre à jour ce référentiel de qualification pour prendre en compte des résultats de vos études.

La méthode et les hypothèses retenues pour le calcul des doses intégrées par les équipements des réacteurs nucléaires en service sont décrites dans les notes citées en références [3] et [4], transmises avec votre courrier cité en référence [1]. La méthode pour le calcul des doses est également applicable au réacteur EPR de Flamanville 3.

\*  
\*      \*

Votre démarche générale d'estimation des doses intégrées par les équipements en situation accidentelle se compose de trois grandes étapes :

- Étape 1 – le bilan matière dans le cœur du réacteur. Cette étape consiste en la détermination de l'activité des différents radionucléides présents dans le cœur du réacteur au moment de l'accident ;
- Étape 2 – le transport des radionucléides. Cette étape consiste en l'estimation de la migration des radionucléides depuis le cœur du réacteur vers les différentes zones de l'enceinte de confinement. À l'issue de cette étape, les sources radioactives sont déterminées (dans le volume libre de l'enceinte de confinement, les lames d'eau sur les planchers en béton, le plancher de service, la zone annulaire, les puisards, l'eau en suspension dans le dôme de l'enceinte de confinement à cause du fonctionnement de l'aspersion, à la brèche...). Elles permettent la description de la contamination de l'environnement de chaque équipement en se limitant généralement à la casemate ou au local où cet équipement est implanté ;
- Étape 3 – le transport-rayonnement. Cette étape consiste en l'estimation de l'énergie émise par les radionucléides présents dans les sources, qui va se déposer dans une des parties radiosensibles de l'équipement considéré.

Lorsque l'équipement est qualifié par un essai d'irradiation, une étape de calcul supplémentaire peut être nécessaire pour assurer l'adéquation entre la dose calculée en accident, à l'issue de l'étape 3, et celle qui va être intégrée lors de l'essai. Cette étape 4 est dénommée « calcul inverse ». L'équipement doit être modélisé dans le dispositif d'irradiation envisagé pour l'essai afin de définir la dose d'ambiance à appliquer dans ce dispositif pour obtenir la même valeur que celle estimée en situation accidentelle à l'endroit des parties radiosensibles de l'équipement.

Vous avez présenté votre démarche à l'ASN et à son appui technique le 11 septembre 2013 au cours d'une réunion dont le compte-rendu est en référence [5]. Vous avez précisé à cette occasion que la méthode de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident s'applique :

- aux équipements des réacteurs en service et à l'EPR ;
- aux équipements soumis aux conditions accidentelles avec ou sans fusion du cœur ;
- aux équipements situés à l'intérieur ou à l'extérieur de l'enceinte de confinement ;
- aux polymères et aux équipements moins sensibles à l'irradiation que les polymères.

\*  
\*      \*

L'ASN estime globalement satisfaisants la méthodologie de calcul des doses intégrées par les équipements pour les réacteurs en service et pour le réacteur EPR de Flamanville 3 et le recueil d'hypothèses associé dans son application aux équipements des réacteurs nucléaires de 1300 MWe.

Toutefois, au terme de son examen, l'ASN vous adresse un certain nombre de demandes présentées en annexe 1 au présent courrier. Elles concernent :

- l'impact du rayonnement  $\alpha$  sur les équipements dont la partie radiosensible n'est pas protégée ;
- l'évaluation des incertitudes dans le calcul du bilan matière de l'étape 1 ;
- la justification des listes d'isotopes pris en compte dans le calcul du bilan matière ;
- la justification de la non-prise en compte de l'iode sous forme organique lors d'un accident de manutention de combustible dans le bâtiment du combustible ;

- la prise en compte d'une fraction de l'iode relâché sous forme gazeuse supérieure à 5 % dans l'enceinte de confinement.

L'ASN vous fait part de ses observations sur un certain nombre de points en annexe 2 au présent courrier. Elles portent sur :

- les hypothèses retenues pour les équipements des réacteurs nucléaires de 1300 MWe hors de l'enceinte de confinement ;
- la qualification de l'outil de calcul scientifique DARWIN ;
- la contamination du hall du bâtiment du combustible en cas d'accident de manutention de combustible ;
- la justification du choix des coefficients de conversion flux de rayonnement  $\gamma$ /équivalent de dose ;
- le calcul de la dose au contact pour le rayonnement  $\gamma$  ;
- la justification de la non-réalisation de l'étape de calcul inverse au cas par cas ;
- la mise à jour de la note de méthodologie du calcul des doses et du recueil d'hypothèses.

Je vous prie d'agréer, Monsieur le Directeur, l'expression de ma considération distinguée.

Le directeur de la DCN,

**Thomas HOUDRÉ**

## Demandes de l'ASN

### **A. Prise en compte du rayonnement alpha**

Vous ne considérez, dans votre démarche, que l'effet des rayonnements  $\beta$  et  $\gamma$  sur les parties radiosensibles des équipements. Vous avez en effet montré pour les équipements dont la partie radiosensible n'est pas protégée que la contribution des rayonnements  $\alpha$  est négligeable par rapport à la somme des contributions des rayonnements  $\alpha$ ,  $\beta$  et  $\gamma$  à la puissance totale transférée dans l'enceinte de confinement après l'entrée en accident grave.

L'ASN rappelle que les équipements potentiellement affectés par les rayonnements  $\alpha$  sont ceux pour lesquels la partie radiosensible est directement au contact du fluide véhiculé sans aucune protection et souligne donc que la contribution à la puissance totale transférée dans l'enceinte de ces rayonnements  $\alpha$  ne justifie en rien leur impact négligeable sur ces équipements. Les éléments que vous avez apportés, à ce jour, ne permettent pas d'exclure les rayonnements  $\alpha$  comme source d'irradiation, ce qui motive la demande suivante :

**Demande A : L'ASN vous demande de démontrer, de manière quantitative, le caractère négligeable de l'impact des rayonnements alpha sur les équipements dont la partie radiosensible n'est pas protégée.**

### **B. Évaluation des incertitudes dans le calcul du bilan matière**

Les radionucléides mesurés dans les échantillons analysés pour la validation de l'outil de calcul scientifique DARWIN sont les actinides et les produits de fission à vie longue<sup>1</sup>, l'isotope ayant la période radioactive la plus courte, parmi ces échantillons, étant le <sup>144</sup>Ce avec 284 jours.

Les écarts calcul-mesure sur l'activité des isotopes à vie courte ne sont pas connus. L'écart relatif est supérieur à 10 % pour certains isotopes dont le <sup>144</sup>Ce avec une valeur de 20 %. Il dépasse 200 % pour l'isotope <sup>125</sup>Sb. Ces écarts peuvent entraîner une incertitude non négligeable sur les résultats en termes de doses reçues par les équipements. Vous avez indiqué que les incertitudes sur le calcul du bilan matière<sup>2</sup> n'ont pas été prises en compte dans la détermination des doses intégrées par les équipements. Vous justifiez votre position au regard des conservatismes intrinsèques aux hypothèses de calcul du bilan matière. L'ASN note que les conservatismes dont vous vous prévaliez (état du réacteur à 100 % de la puissance nominale au moment de l'accident, gestion pénalisante du combustible, calcul en fin de prolongation de cycle) portent sur des états possibles et autorisés du réacteur et ne constituent donc pas des marges supplémentaires pouvant couvrir les incertitudes de calcul sur le bilan matière. Vous avez indiqué qu'un programme de recherche et développement tripartite CEA-EDF-AREVA est en cours pour propager les incertitudes sur les données nucléaires de base dans le calcul de la puissance résiduelle de 0,1 s à 50 ans. Vous n'avez pas initialement prévu d'étendre cette démarche de propagation d'incertitudes aux calculs de bilan matière et d'activités dans ce programme.

**Demande B : L'ASN vous demande d'étendre la démarche de propagation d'incertitudes utilisée dans les calculs de puissance résiduelle aux calculs de bilan matière.**

<sup>1</sup> La période des isotopes à vie longue est considérée ici supérieure à cent jours.

<sup>2</sup> Le bilan matière consiste à réunir dans un tableau l'avancement correspondant aux réactifs et produits d'une réaction chimique ou d'une filiation radioactive dans l'état initial et dans l'état final. Dans le contexte du calcul des doses, il permet de connaître, à tout instant, les quantités de matière des différents isotopes contenus dans le cœur du réacteur.

### **C. Listes des isotopes pris en compte dans le calcul du bilan matière**

Vous indiquez dans votre recueil d'hypothèses cité en référence [4] que « pour les accidents de catégorie 4 les produits de fission (PF) considérés sont les espèces chimiques les plus volatiles, soit :

- gaz rares : isotopes du xénon (Xe) et du krypton (Kr) ;
- halogènes : isotopes de l'iode (I) et du brome (Br) ;
- alcalins : isotopes du césium (Cs) et du rubidium (Rb). »

Pour les accidents graves, cette liste de produits de fission est notamment complétée par le tellure, le baryum et le strontium.

Certains actinides (uranium, plutonium, américium, curium et neptunium) sont absents de la liste des produits de fission que vous prenez en compte pour le calcul des doses en accident grave. L'actinide  $^{239}\text{Np}$  est pourtant porteur d'une fraction non négligeable de la puissance résiduelle des émissions de moyenne énergie  $\gamma$  (de l'ordre de 250 keV). L'ASN estime nécessaire d'apporter la justification que sa contribution à la dose intégrée par les équipements est négligeable.

**Demande C : L'ASN vous demande de justifier la liste des isotopes retenus pour l'évaluation des doses intégrées par les équipements pour chacune des situations accidentelles considérées.**

### **D. Prise en compte de l'iode sous forme organique**

La démarche que vous présentez dans la note citée en référence [3] est applicable dans le cas d'un accident de manutention de combustible dans le bâtiment du combustible. Cet accident est traité de façon similaire à l'accident de perte de réfrigérant primaire dans l'enceinte de confinement mais avec un bilan matière calculé pour le seul assemblage accidenté.

Vous considérez que 100 % des isotopes de l'iode sont relâchés dans la phase aqueuse et que 10 % des isotopes de l'iode sous forme d'aérosols sont relâchés dans la phase gazeuse du bâtiment du combustible. Vous indiquez que cette distribution est pénalisante vis-à-vis du calcul des doses reçues par les équipements. Selon vous, la forme physico-chimique de l'iode, moléculaire ou organique, n'a aucun impact sur le calcul de la dose. Votre position ne fait pas l'objet d'une justification quantitative.

**Demande D : L'ASN vous demande de justifier, de manière quantitative, que le fait de ne pas prendre en compte la présence d'iode sous différentes formes, en particulier l'iode sous forme organique ( $\text{ICH}_3$ ), est majorant vis-à-vis des doses intégrées par les équipements lors d'un accident de manutention de combustible dans le bâtiment du combustible.**

### **E. Prise en compte de l'iode sous forme gazeuse**

Vous indiquez dans votre recueil cité en référence [4] que le taux de relâchement de l'iode transféré depuis le cœur du réacteur vers l'enceinte de confinement est de 97,5 % en cas d'accident grave pour un réacteur nucléaire de 1300 MWe. Vous précisez dans votre fiche de synthèse citée en référence [6] que 5 % de la quantité totale d'iode du circuit primaire est émise sous forme gazeuse vers l'enceinte. L'iode moléculaire s'adsorbe rapidement sur les structures ; une faible partie (3 % soit 0,15 % de la quantité d'iode totale) est réémise sous forme organique  $\text{ICH}_3$ .

Les résultats de l'essai FPT-3 réalisé dans le réacteur expérimental PHÉBUS ayant montré un taux de relâchement d'iode gazeux à la brèche supérieur à 5 %, l'ASN estime nécessaire que vous examiniez l'impact d'un tel relâchement sur les peintures et revêtement de l'enceinte de confinement et sur les doses reçues par les équipements.

**Demande E : L'ASN vous demande d'examiner l'impact de fractions d'iode relâché sous forme gazeuse depuis le circuit primaire supérieures à 5 % sur la tenue des peintures ou des revêtements du bâtiment réacteur et des équipements présentant des cavités non étanches.**

## Observations de l'ASN

### **F. Hypothèses retenues pour les équipements des réacteurs nucléaires de 1300 MWe hors de l'enceinte de confinement**

Vous n'avez pas apporté la justification de la tenue à l'irradiation des équipements situés dans le bâtiment du combustible pour lesquels une qualification aux conditions accidentelles est requise. Le recueil d'hypothèses cité en référence [4] ne traitant pas des équipements situés à l'extérieur de l'enceinte de confinement, l'ASN considère que vous devriez expliciter les hypothèses génériques retenues pour ces équipements pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement, du domaine complémentaire et les accidents graves.

**Observation F : L'ASN considère que vous devriez expliciter, lors de la prochaine mise à jour du recueil d'hypothèses, les hypothèses génériques retenues pour les équipements des réacteurs de 1300 MWe situés hors de l'enceinte de confinement pour les conditions de fonctionnement de dimensionnement (y compris pour l'accident de manutention de combustible dans le bâtiment combustible), du domaine complémentaire et les accidents graves.**

### **G. Qualification de l'outil de calcul scientifique DARWIN**

L'inventaire des radionucléides présents dans le cœur du réacteur au moment de l'accident est quantifié en termes d'activité. L'activité de ces radionucléides est calculée grâce à un schéma de calcul mettant en œuvre les outils de calcul scientifique APOLLO2 version 2.5 et DARWIN version 2.2.

La base expérimentale du dossier de qualification de l'outil DARWIN 2.2 comporte 41 échantillons provenant de crayons de combustible UO<sub>2</sub> et MOX irradiés dans six réacteurs EDF et un réacteur suisse. Les taux de combustion de ces échantillons sont compris entre 10 GWj/t et 60 GWj/t, l'enrichissement initial de l'uranium en <sup>235</sup>U pour les combustibles UO<sub>2</sub> est compris entre 3,1 % et 4,5 % et la teneur initiale en plutonium pour les combustibles MOX est comprise entre 4,5 % et 6,7 %.

Ces échantillons constituent une base expérimentale globalement représentative des gestions de combustible mises en œuvre dans les réacteurs en service et envisagée pour l'EPR, à l'exception de la gestion actuelle Parité MOX pour laquelle la teneur en plutonium est égale à 8,65 % et de la gestion MOX-NT 2012 que vous avez proposée, pour laquelle la teneur en plutonium s'élèverait jusqu'à 9,54 %. Cette constatation amène l'ASN à vous faire la demande suivante :

**Observation G : L'ASN considère que vous devriez compléter la base expérimentale d'échantillons irradiés et analysés par des échantillons de combustible MOX à teneur en plutonium supérieure ou égale à la teneur enveloppe de la gestion actuelle Parité MOX et de votre projet de gestion MOX-NT 2012.**

### **H. Contamination du hall du bâtiment du combustible**

Vous avez indiqué dans le document cité en référence [7] que la dilution des aérosols produits lors d'un accident de manutention de combustible dans le bâtiment du combustible (iode, césium, brome, rubidium) pouvait être considérée comme instantanée. Il en résulte que la contamination surfacique du hall du bâtiment du combustible est négligeable du fait de la faible concentration volumique de ces aérosols dans l'atmosphère du hall et du fait du fonctionnement de la ventilation en mode réduit. L'ASN considère que votre argumentation n'est pas suffisamment étayée pour exclure cette contamination comme source complémentaire.

**Observation H : L'ASN considère que vous devriez justifier le caractère négligeable de la contamination surfacique du hall du bâtiment combustible en cas d'accident de manutention de combustible.**

### **I. Coefficients de conversion flux/équivalent de dose**

Vous utilisez, dans l'étape 3 de votre démarche, l'outil de calcul scientifique PANTHERE pour traiter des géométries complexes en des temps de calcul restreints pour l'évaluation de la dose issue du rayonnement  $\gamma$ . Cet outil réalise des calculs simplifiés mettant en œuvre l'« atténuation en ligne droite » qui fait l'hypothèse que seules interviennent les caractéristiques de la matière traversée en ligne droite entre un volume élémentaire de la source émettrice et le point récepteur. Le flux au point récepteur est obtenu par intégration numérique sur les sources volumiques ou surfaciques. La dose au point récepteur en est déduite par l'intermédiaire d'une fonction de conversion. Vous utilisez le coefficient de conversion «  $H^*(10)^3/\text{flux } \gamma$  » plutôt que le coefficient «  $KERMA^4/\text{flux } \gamma$  » dans le calcul de la dose absorbée par les équipements.

Vous avez montré dans votre note citée en référence [3] que le coefficient  $H^*(10)/\text{flux } \gamma$  est globalement majorant par rapport au coefficient  $KERMA/\text{flux } \gamma$  dans le cas des polymères. Pour les céramiques, d'une formulation proche de l'oxyde de silicium  $SiO_2$ , ce caractère majorant n'est établi que pour les énergies supérieures à 100 keV.

Vous avez indiqué dans votre document cité en référence [8], pour les matériaux autres que les polymères et les céramiques, que « *les principaux produits de fission contributeurs à la dose reçue ( $^{140}La, ^{138}Cs, ^{134}Cs, ^{137m}Ba, ^{131}I, ^{132}I, ^{133}I, ^{134}I, ^{135}I, \dots$ ) présentent tous des raies énergétiques à forte probabilité d'émission supérieures à 100 keV, le caractère majorant de l'utilisation de l'équivalent de dose  $H^*(10)$  peut être considéré* ». L'ASN estime que l'utilisation du coefficient de conversion  $H^*(10)/\text{flux } \gamma$  en place du coefficient  $KERMA/\text{flux } \gamma$  doit être justifiée pour les matériaux radiosensibles couverts par votre démarche autres que les polymères et les céramiques.

**Observation I : L'ASN considère que vous devriez justifier le caractère majorant de l'utilisation de coefficients de conversion  $H^*(10)/\text{flux } \gamma$  plutôt que  $KERMA/\text{flux } \gamma$  pour les matériaux autres que les polymères et que le  $SiO_2$ .**

### **J. Calculs de dose gamma au contact**

Vous indiquez dans votre note citée en référence [3] réaliser les calculs des doses intégrées, tant pour les rayonnements  $\beta$  que pour les rayonnements  $\gamma$ , soit à l'aide d'outils de calcul scientifique de type Monte Carlo ou à l'aide des outils simplifiés DOBERMAN (pour les rayonnements  $\beta$ ) et PANTHERE (pour les rayonnements  $\gamma$ ), soit de façon analytique. Afin de valider vos expressions analytiques, vous comparez graphiquement les résultats de calcul de débits de dose au contact d'un disque contaminé par les isotopes de l'iode et du césium, calculés de façon analytique et à l'aide du code de calcul PANTHERE. Toutefois, vous ne précisez pas les isotopes pris en compte dans vos calculs.

Vous en tirez la conclusion que l'outil de calcul scientifique PANTHERE peut être utilisé pour estimer les doses au contact en arguant que l'écart avec les résultats des expressions analytiques, inférieur à 5 %, est « *très faible* ». L'ASN note que les estimations réalisées avec PANTHERE sont inférieures à celles réalisées avec la méthode analytique pour l'intervalle de temps compris entre 10 h et 10 000 h. Néanmoins, compte tenu du regroupement des émissions  $\gamma$  par groupes d'énergie dans la méthode analytique, vous estimez que la méthode analytique a tendance à surestimer les résultats. Sans plus d'informations sur la méthode de regroupement des énergies, l'ASN estime que cette dernière pourrait aussi bien conduire à sous-estimer les résultats.

---

<sup>3</sup> Grandeur utilisée en radioprotection, mesurable, et pour laquelle des facteurs de conversion flux-équivalent de dose sont définis.

<sup>4</sup> Le KERMA représente la quantité d'énergie cinétique transférée aux particules chargées qui sont mises en mouvement à la suite des interactions des rayonnement indirectement ionisants (photons et neutrons) dans un volume élémentaire.



L'ASN rassemble ces remarques dans l'observation suivante :

**Observation J : Concernant les rayonnements gamma, l'ASN considère que vous devriez :**

- préciser si une approche analytique peut être retenue ou si elle ne sert qu'à valider les utilisations des codes de calcul sur certains domaines ;
- présenter les écarts sur les débits de dose au contact entre ceux calculés de façon analytique et ceux calculés à l'aide de l'outil de calcul PANTHERE en fonction de l'énergie pour différents radionucléides ;
- justifier que la méthode de regroupement des énergies utilisée pour les calculs analytiques conduit à surestimer les résultats de doses au contact.

### **K. Justification de la non-réalisation de l'étape de calcul inverse**

La quatrième étape de votre méthode de calcul des doses intégrées par les équipements est un « calcul inverse », effectué au cas par cas pour des conditions particulières comme, par exemple, l'utilisation d'une maquette à échelle réduite lors d'essais de qualification à l'irradiation. L'objectif de ce calcul est de déterminer une dose d'ambiance dans le dispositif d'irradiation telle que la dose absorbée par les parties radiosensibles de l'équipement lors de l'essai soit supérieure ou égale à la dose théorique calculée à l'échelle du réacteur aux endroits correspondant à l'emplacement des parties radiosensibles de l'équipement. Pour ce faire, il est nécessaire de modéliser le dispositif d'essai ainsi que l'équipement et ses protections.

L'ASN considère que vous devriez formaliser chaque démonstration du caractère transposable des calculs de doses dans l'enceinte aux essais dans le dispositif d'irradiation, pour justifier l'absence de réalisation de calcul inverse, en vous assurant du caractère majorant pour les doses intégrées par l'équipement.

**Observation K : L'ASN considère que vous devriez formaliser chaque démonstration du caractère transposable des calculs de dose dans l'enceinte aux essais d'irradiation en vous assurant du caractère majorant pour les doses intégrées par l'équipement, afin de justifier la non-réalisation de l'étape de calcul inverse.**

### **L. Mise à jour de la note de méthode de calcul des doses et du recueil d'hypothèses**

L'ASN considère que la note de méthodologie de calcul des doses intégrées par les équipements lors d'un accident, citée en référence [3], ainsi que le recueil d'hypothèses associé pour les équipements des réacteurs nucléaires en service, cité en référence [4], devraient être révisés afin de mettre à jour les hypothèses retenues à l'issue de leur analyse.

L'ASN estime également que vous devriez assurer une meilleure explicitation des liens existant entre les hypothèses retenues et celles considérées dans la note de méthode, les recueils d'hypothèses associés ou les différents documents appelés en référence.

**Observation L : L'ASN considère que vous devriez mettre à jour la note de méthodologie de calcul des doses intégrées par les équipements des réacteurs nucléaires en service et du réacteur nucléaire EPR de Flamanville 3 ainsi que le recueil d'hypothèses associé dans son application aux équipements des réacteurs nucléaires de 1300 MWe en prenant en compte l'ensemble des éléments techniques issus de l'instruction de ces documents. À l'occasion de ces mises à jour, l'ASN considère que vous devriez particulièrement veiller à assurer la cohérence d'ensemble de ces documents (y compris ceux appelés en référence) pour ce qui concerne les hypothèses retenues pour les calculs de doses intégrées par les équipements des réacteurs nucléaires de 1300 MWe lors des conditions de fonctionnement de dimensionnement, du domaine complémentaire et des accidents graves.**