

OUTILS DE CALCUL DE PROPAGATION DES RAYONNEMENTS POUR LA CONCEPTION DES REACTEURS - APPLICATION AUX EPR

Matthieu LONGEOT*, Paul LEFEVRE, Fanny LE BRUCHEC****

* EDF/CNEN/SNE ; 97, AVENUE PIERRE BROSSOLETTE, 92120 MONTROUGE

** AREVA NP/DTIPLR-F ; 12, RUE JULIETTE RECAMIER, 69456 LYON CEDEX 06 – FRANCE

RESUME

Dans leurs activités de conception de réacteur et îlot nucléaire (*bâtiment réacteur, bâtiment combustible, bâtiment de sauvegarde et bâtiment de traitement des effluents*) des EPR, EDF et AREVA NP utilisent des codes de calcul de propagation pour simuler le transport des rayonnements gamma et neutron. Pour les projets de nouveau nucléaire d'EDF, l'optimisation de la radioprotection est effectuée dès le début du design de la centrale en appliquant une démarche ALARA.

Après une brève introduction, l'article présente tout d'abord les requis et objectifs de radioprotection que l'exploitant EDF a choisis pour ses EPRs tout en respectant le cadre réglementaire national. Ensuite, l'article présente les outils de simulation utilisés par EDF et AREVA NP et leur utilisation pour la vérification du zonage radiologique des locaux (respectivement les codes PANTHERE et MCNP).

Enfin, une illustration est donnée de cas d'applications pratiques de ces outils, notamment pour le dimensionnement du rebouchage des trémies, que ce soit pour les trémies avec « requis gamma » de l'îlot nucléaire en arrêt de tranche ou pour les trémies avec « requis gamma et neutron » du bâtiment réacteur tranche en fonctionnement.

I - INTRODUCTION

La conception du réacteur EPR présente des améliorations par rapport aux réacteurs en exploitation en termes de sûreté, de radioprotection et de réduction de l'impact sur le public et l'environnement. Elle permet un meilleur rendement neutronique et une gestion de combustible optimisée (au travers de l'utilisation d'un réflecteur lourd, par ex.) résultant en une réduction de l'activation des structures.

Il y a actuellement 6 EPRs en construction dans le monde : 1 en Finlande (Olkiluoto 3), 1 en France (Flamanville 3), 2 en Chine (Taishan 1 et 2) et 2 en Angleterre (Hinkley Point C, ou HPC). Pour chaque Projet EPR, des différences locales de réglementation ou des exigences particulières des exploitants sont prises en compte. A noter que ces spécificités locales ne remettent pas en cause la conception standard de l'EPR.

Après les paragraphes II) et III) relatifs à la prise en compte de la radioprotection à la conception de l'EPR et aux objectifs radioprotection EPR de l'exploitant EDF, les paragraphes IV) et V) présentent les outils de simulation utilisés par EDF et AREVA NP et leur application pour la vérification du zonage radiologique des locaux au stade "étude détaillée" et le dimensionnement du rebouchage des trémies.

II – PRISE EN COMPTE DE LA RADIOPROTECTION A LA CONCEPTION DE L'EPR

Pour l'EPR, la radioprotection est systématiquement prise en compte à la conception, tant au stade des "études sommaires" (ou "basic design") que plus tard au stade "études détaillées" (quand la conception est plus précise).

Des études de radioprotection à la conception ont par exemple contribué à :

- réduire/optimiser la dosimétrie collective annuelle moyenne des intervenants (*au titre de la radioprotection*) ;
- assurer que l'accessibilité des intervenants pour action/maintenance en condition accidentelle puisse s'effectuer dans une ambiance radiologique acceptable (*au titre de la sûreté*).

Une collaboration étroite entre les ingénieurs radioprotection et diverses disciplines (Installation Générale, Génie Civil, Sûreté, Ventilation, Systèmes) est nécessaire pour assurer la conformité et la cohérence des exigences radioprotection avec celles de l'installation ou le génie civil (encombrement, classement radiologique des locaux, composition des bétons) et la conception des protections neutroniques et biologiques qui en découlent. Tout au long du processus de conception, le « design » doit respecter les exigences réglementaires et les objectifs de radioprotection choisis par l'exploitant EDF. La conception se base sur des règles d'installation pour assurer : a) la réduction du terme source radioactive ; b) la maîtrise de la contamination (e.g. éviter les fuites de systèmes actifs) ; c) la réduction de l'exposition des travailleurs (e.g. implémenter des protections biologiques).

III – OBJECTIFS DE RADIOPROTECTION EPR CHOISIS PAR L'EXPLOITANT EDF

La conception de l'EPR doit avant tout respecter les exigences réglementaires qui sont par ex. les productions des zonages de conception de l'installation, i.e. la classification des locaux en termes de: a) débit d'équivalent de doses (DED); b) propreté/déchets; c) risques iode et aérosol.

Au-delà des exigences réglementaires, l'exploitant EDF a également fixé pour l'EPR les objectifs radioprotection ci-dessous :

- 1) dosimétrie collective moyennée sur 10 ans : objectif ambitieux de 0,35 H.Sv/an/réacteur (*i.e. dosimétrie comparable aux meilleurs tranches françaises et internationales*) ;
- 2) appliquer la démarche "Everest" (Evolution VERs une Entrée (*en zone contrôlée*) Sans Tenue universelle); ses zones sont alors propres radiologiquement ;
- 3) Intervenir dans le BR Tranche en Fonctionnement (TEF) quelques jours avant et après l'arrêt afin d'améliorer la disponibilité de la tranche. Les locaux concernés du bâtiment réacteur sont par ex. le plancher de service, l'espace annulaire (*au-dessus de +1,5 m*) et le pont polaire. Les requis dans ces locaux sont les suivants : a) propreté radiologique (*grâce au « Concept 2 zones »*) ; b) un zonage radiologique vert (DED < 25 µSv/h).

L'objectif des §IV et §V ci-dessous est de présenter les différents outils de simulation utilisés et leur application respectivement par EDF pour les « bâtiments de l'Ilot Nucléaire (IN) en arrêt de tranche (AT) » et par AREVA NP pour le bâtiment réacteur tranche en fonctionnement (TEF). La présentation se focalise sur les exigences radioprotection en termes de débit de doses des locaux et le dimensionnement du rebouchage des trémies et ceci au stade "études détaillées" de la conception.

IV – VERIFICATION DES REQUIS RADIOPROTECTION DES LOCAUX DE L'IN EN AT

IV.1) Termes sources

Les termes sources des systèmes actifs dans les bâtiments de l'IN proviennent ou bien d'EDF (retour d'expérience des tranches françaises les plus récentes (*palier N4*)), ou bien d'AREVA NP (modèles analytiques, calculs, REX des tranches allemandes). Au stade de la conception, des hypothèses conservatives sur les termes sources sont prises en compte et différents états de tranche sont considérés (fonctionnement stabilisé ou transitoire).

A noter qu'en AT, 90% de la dosimétrie de l'EPR provient des produits de corrosion dans l'eau du circuit primaire qui sont activés sous flux neutronique. En AT, les rayonnements en présence dans les bâtiments de l'EPR sont uniquement les gammas.

IV.2) Modélisation et évaluation du débit de doses gamma dans les locaux de l'IN en AT

Dans ces études de radioprotection EPR, EDF/CNEN utilise le code industriel PANTHERE V2 [1] [2] pour calculer les débits de doses gamma dans des géométries 3D avec de nombreux points de calculs et sources radioactives. Ce code est développé par EDF/SEPTEN, intègre des développements d'EDF/R&D ainsi que le solveur NARMER du CEA.

Pour calculer le débit de doses gamma, le solveur NARMER utilise la méthode d'atténuation en ligne droite avec facteur de « build-up ». Par exemple, le DED pour une source mono-énergétique d'activité A ($\gamma/(\text{cm}^3/\text{s})$) dans un volume V_s est calculé comme suit :

$$DED(E) = k(E) * \iiint_{V_s} BU(E, \mu(E)x) * \frac{e^{-\mu(E)x}}{4\pi d^2} * A(E) * dV$$

- où :
- $k(E)$: facteur de conversion "flux" - dose (CIPR pub. 74) ;
 - $\mu(E)$: coefficient d'atténuation linéique ;
 - x : épaisseur écran traversée par le rayon γ en ligne droite ;
 - d : la distance entre le point et la source.

Les facteurs de Build-up « BU » sont utilisés pour évaluer le rayonnement diffusé dans la matière. Ils sont tabulés pour tous les éléments (de $Z=1$ à 98) et pour 195 groupes d'énergie de 15 keV à 10 MeV. Pour les écrans multi-couches, les « BU » sont calculés à l'aide de la formule "CEA/SERMA".

A noter qu'outre l'utilisation pour les calculs de débits de doses des locaux en AT, EDF/CNEN utilise également PANTHERE dans ses études d'optimisation du prévisionnel de doses en préparation des 1^{ères} modifications EPR Flamanville3 post démarrage. Ces études consistent en particulier à évaluer la dose collective « DC » (H.mSv) ci-dessous.

$$DC = DED * VTE * K, \text{ où :}$$

- **DED** (mSv/h) est le résultat du calcul PANTHERE ;
- **VTE** : Volume de travail exposé (H.h) ;
- **K** : coefficient d'exposition et/ou d'intervention (*ergonomie*).

Principales étapes d'une étude de DED dans les locaux des bâtiments de l'IN en AT

La cartographie en AT des débits de doses calculés est produite pour tous les locaux et pour tous les niveaux des bâtiments selon les 4 étapes suivantes :

1. Import du génie civil (murs), les tuyauteries et les métadonnées (matériaux par ex.) dans PANTHERE V2 depuis le modèle CAO PDMS à l'aide du plug-in PDMS « SYMBA » développé par EDF/SEPTEN ;
2. Ajout (dans PANTHERE V2) : a) des gros composants (Bâches, Echangeurs, GV,) ; b) des termes sources des composants (tuyauteries, pompes, vannes, ...);
3. Construction de la cartographie de DED dans les zones accessibles : les points de calcul sont positionnés à 50 cm des équipements dosants, derrière une porte biologique ou dans les locaux adjacents (*pour vérification du dimensionnement*); NB : cette cartographie détaillée est utile pour l'optimisation du rebouchage des trémies à l'étape 4 ;
4. Optimisation du rebouchage des trémies (cf. §IV.3).

La Figure 1 est une illustration de la vérification du DED dans le local « Echangeur régénérateur RCV » et de l'impact sur son local « vannes RCV » adjacent. La vue CAO PDMS indique la localisation des locaux au niveau +1,50 m du BR. La vue PANTHERE

présente la cartographie produite après import du génie civil et tuyauteries depuis PDMS et indique les sources contributrices (en vert et en bleu) ainsi que les points de calcul de DED.

IV.3) Optimisation du rebouchage des trémies gamma des locaux de l'IN en AT

Les études de débit de doses des locaux évoquées ci-dessus ont été réalisées en considérant que les ouvertures génie civil (trémies et fourreaux) seraient rebouchées à l'aide d'un produit de rebouchage ayant les mêmes caractéristiques d'atténuation que le béton. Cependant, pour les trémies traversées par des tuyauteries, des contraintes mécaniques et thermiques nécessitent de laisser un jeu annulaire autour des tuyauteries. Les études EDF d'optimisation du rebouchage des trémies ont donc le double objectif de dimensionner d'une part l'épaisseur minimale de produit de rebouchage nécessaire et d'autre part le jeu annulaire maximal acceptable sans remettre en cause le zonage débit de dose des locaux.

Compte tenu du grand nombre de trémies à traiter (plusieurs milliers), EDF a défini des cas de calculs « enveloppes » de familles de trémies afin d'évaluer le DED additionnel dû aux rayonnements traversant les différentes trémies de l'IN. Les critères pour discriminer les trémies sont par ordre de priorité la taille du jeu annulaire, le diamètre de la tuyauterie, l'épaisseur du voile et l'épaisseur du produit de rebouchage. Pour les trémies traversées par des tuyauteries véhiculant du gaz ou pour les trémies traversées par de multiples tuyauteries, une analyse au cas par cas est effectuée.

A titre d'illustration, la Figure 2 présente un exemple de modélisation simplifiée utilisée pour le dimensionnement de certaines trémies. Pour cette modélisation, EDF a utilisé les logiciels PANTHERE [1] et MCNP [3] pour calculer le DED additionnel au travers de la trémie.

A noter enfin en guise de conclusion de ce paragraphe que la prise en compte de la radioprotection ne se limite pas uniquement au stade « conception ». Par exemple, des mesures lors des essais de démarrage de l'EPR ou en exploitation valideront la caractérisation au stade « conception » des points chauds dûs aux trémies.

V) VÉRIFICATION DES REQUIS RADIOPROTECTION DES LOCAUX DU BR TEF

V.1) Termes sources

Les sources de rayonnements présents dans le bâtiment réacteur, tranche en fonctionnement normal, ont principalement deux origines :

- a) L'azote 16 (N-16), radionucléide émetteur γ résultant de l'activation des atomes d'oxygène (O-16) présents dans l'eau du circuit primaire par les neutrons de haute énergie ;
- b) Les neutrons issus du cœur qui se propagent dans les locaux du bâtiment réacteur depuis la cuve jusqu'aux zones d'intérêt (espace annulaire principalement) situées loin de la source d'émission. Ces neutrons peuvent également conduire à l'émission de gamma secondaires, issus de réactions (n,γ) avec les différentes structures (équipement, génie civil, protections).

V.2) Approche retenue pour les calculs de débit de dose

Afin de prendre en compte ces problématiques spécifiques au BR tranche en fonctionnement, et en particulier la propagation des neutrons dans des géométries complexes, AREVA NP utilise depuis de nombreuses années le code de référence MCNP.

La Figure 3 présente les principales étapes d'une étude de débit de dose dans le BR :

- Définition du modèle MCNP à partir d'un modèle CAO (e.g. PDMS) ;
- Identification et définition des sources ;
- Visualisation des résultats dans les zones d'intérêt.

Afin d'améliorer la convergence statistique des résultats, des techniques de réduction de variance (e.g. « weight windows ») sont mises en œuvre.

Pour les premiers calculs de design EPR, la version 4 du code MCNP (référence [3]) a été choisie, avec l'utilisation de sphères de calcul (tally F4) permettant d'obtenir des résultats en un point donné. Le passage à la version 5 de MCNP (référence [4]) a par la suite permis d'améliorer significativement l'industrialisation des calculs et l'exploitation des résultats, principalement par deux aspects :

- Possibilité de réaliser des calculs multiprocesseurs => gain de temps de calcul
- Utilisation de nouvelles fonctionnalités, notamment la fonction FMESH permettant une représentation spatiale des résultats, et ainsi une meilleure visualisation des chemins de propagation des particules

Par ailleurs, les développements internes AREVA NP ont permis la mise au point d'outils de pré/post traitement dont VICTORIA [5] qui, à l'instar de PANTHERE permet la génération complète et automatique de jeux de données (MCNP, TRIPOLI, etc...) et le post traitement des résultats.

V.3) Exemple d'application : étude du dimensionnement d'une porte neutronique:

Les Figures 4.1 et 4.2 illustrent la méthode employée pour dimensionner une porte neutronique du BR. Pour ce faire, une simulation MCNP permet de propager les rayonnements directs ou induits sur plusieurs mètres depuis la source de rayonnement jusqu'à la zone d'intérêt (zone verte de l'espace annulaire).

V.4) Exemple d'application : étude du rebouchage des trémies du BR

Après le dimensionnement des principales protections neutroniques et biologiques du bâtiment réacteur, les études réalisées par AREVA NP ont principalement porté sur l'étude de rebouchage des trémies du BR.

Le code de référence MCNP est un solveur très puissant mais ce type d'étude atteint les limites actuelles du code pour des applications industrielles ; en effet la propagation de particules à longue distance dans de telles singularités et pour des géométries aussi complexes ne permet pas d'obtenir des résultats statistiquement satisfaisants.

AREVA NP a donc défini une approche paramétrique permettant d'estimer de manière générique les débits de dose additionnels traversant les différentes trémies du BR. Celles-ci sont regroupées par familles en fonction notamment de leur caractéristiques géométriques (dimensions du voile, de la tuyauterie et du jeu annulaire autour d'elles, ...), du matériau de rebouchage envisagé, et du type de traversant (tuyauterie simple ou multiples, câble électrique, ...).

L'étude de ces trémies via un modèle MCNP simplifié permet ensuite de définir les « fonctions de transfert » entre les débits de dose de part et d'autre des trémies de différentes familles.

Les Figures 5.1 et 5.2 présentent le modèle MCNP simplifié utilisé pour ces calculs. La Figure 6 présente une visualisation des résultats en sortie de trémie, et notamment l'effet fortement directionnel des faisceaux de particules dans le jeu annulaire autour de la tuyauterie.

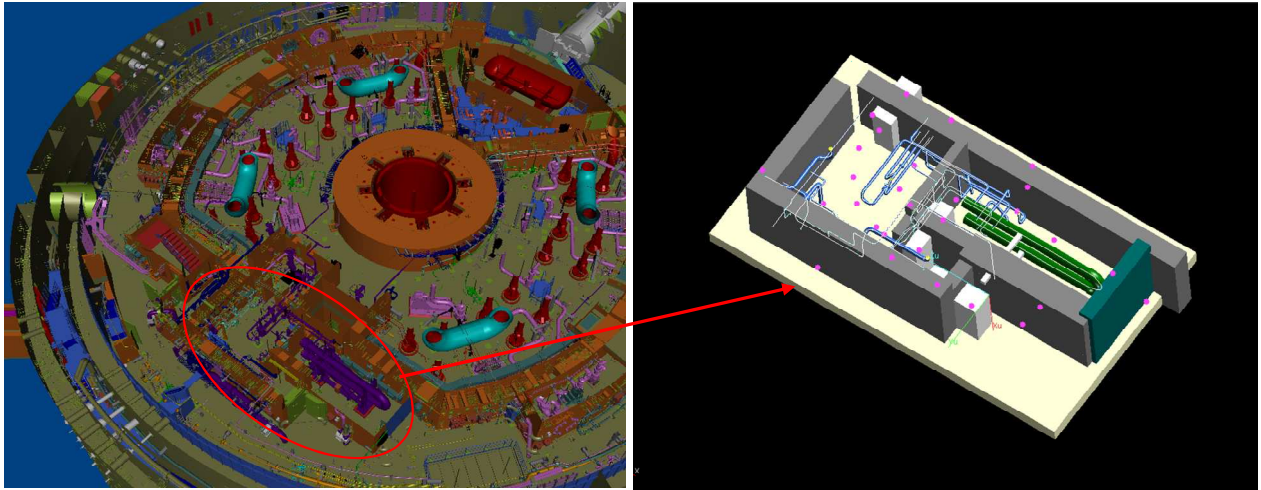


Figure 1 : Illustration du “workflow” d’étude de DED: **a)** Vue CAO PDMS (avec Navisworks) au niveau +1,5m du BR (*gauche*); **b)** Vue PANTHERE des sources et points de calcul (*droite*).

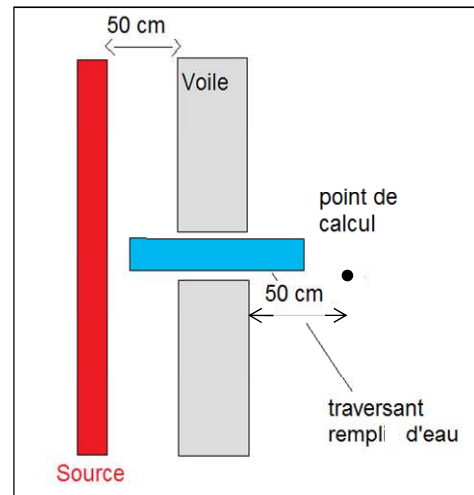
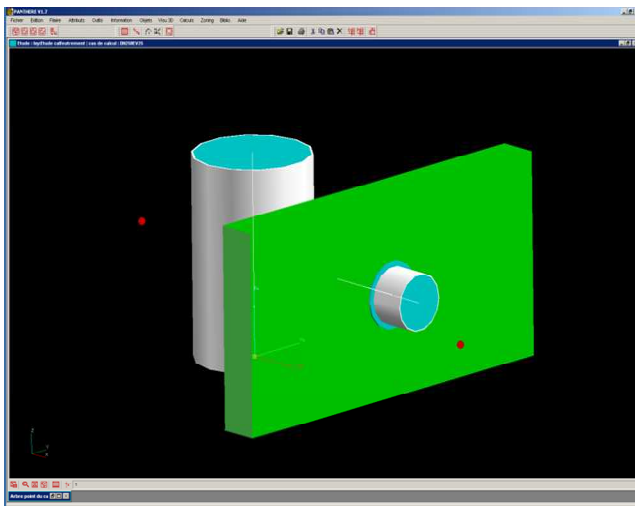
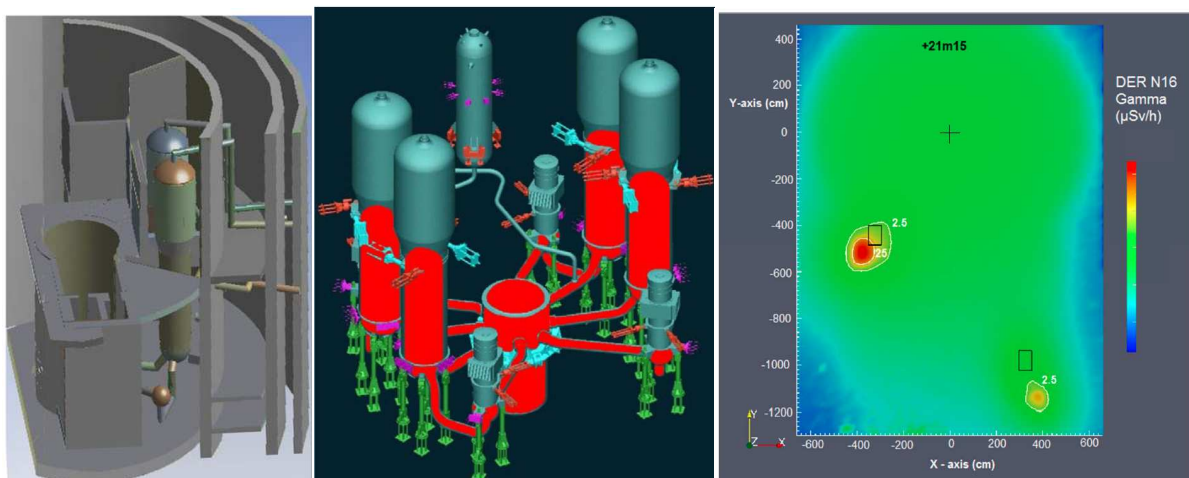


Figure 2: Exemple de modélisation simplifiée utilisée dans la méthodologie de dimensionnement du rebouchage des trémies de l'IN en AT: **a)** Modélisation PANTHERE (*à gauche*) et schéma associé (*à droite*)



Modèle 3D MCNP

Sources N-16 et neutron

Visualisation des résultats

Figure 3 : Principales étapes d’une étude MCNP : définition du modèle MCNP à partir d’un modèle CAO (e.g. PDMS), identification et définition des sources ; visualisation des résultats.

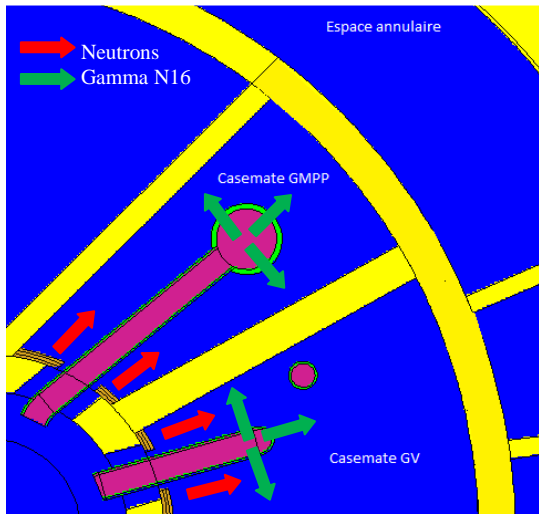


Figure 4.1 : Terme source pris en compte TEF : Vue MCNP – coupe Niveau +5,60m

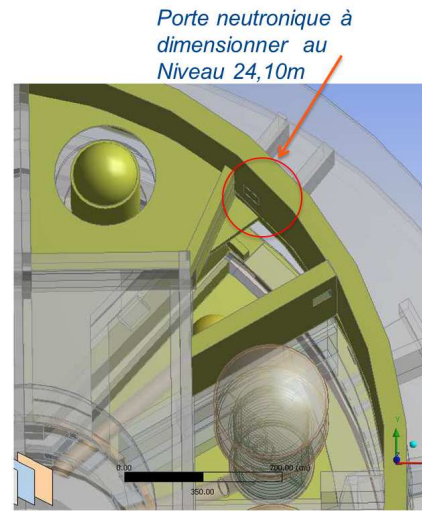


Figure 4.2 : Vue CAO de la porte à dimensionner au niveau 24,10m

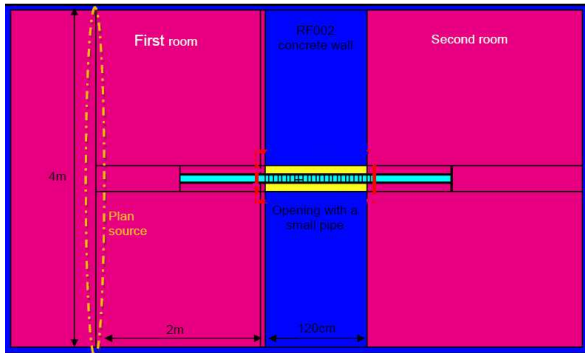


Figure 5.1 : vue d'un mur traversé par une trémie partiellement remplie par le matériau de rebouchage.

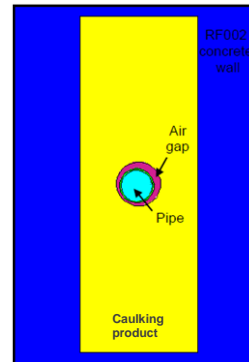


Figure 5.2 : vue en coupe de la trémie et du jeu annulaire

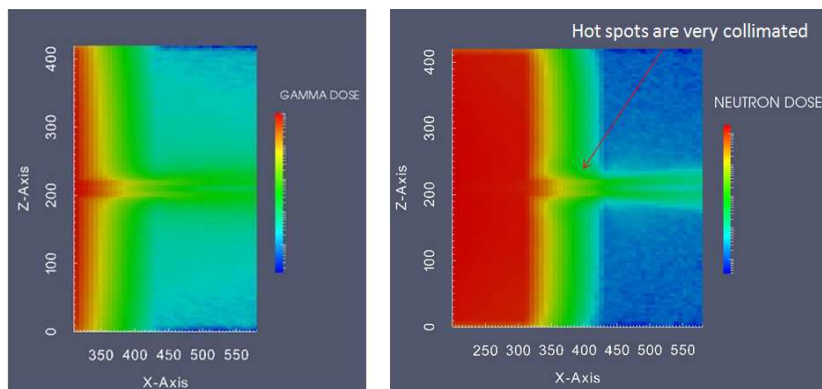


Figure 6 : Cartographie des débits de dose (respectivement Gamma et neutron) en sortie de trémies.

VI) CONCLUSION

L'objectif de cet article était de présenter comment la radioprotection est prise en compte par EDF et AREVA NP dès le début de la conception des EPR. Même si des études RP de conception sont effectuées au titre de la sûreté (étude d'accessibilité post-accidentelle), le choix a été fait de focaliser cet article sur les études détaillées de vérification du débit de doses dans les locaux. Pour EDF, les calculs de DED portent sur tous les locaux de zone contrôlée des bâtiments de l'îlot nucléaire en arrêt de tranche et pour AREVA NP, ils sont relatifs au BR tranche en fonctionnement. Alors que pour EDF, le code simplifié PANTHERE est adapté pour simuler le transport des gammas, pour les études AREVA NP, le code de référence MCNP est utilisé pour simuler le transport de rayonnements (neutron et gammas) sur de longues distances et au travers de géométries complexes et hétérogènes.

Finalement, l'article a explicité les méthodes industrielles employées par EDF et AREVA NP pour le dimensionnement respectivement des « trémies (gamma) en AT » et des « trémies (gamma + neutron) TEF dans le BR ».

Pour les nouveaux projets EPR HPC et EPR 2, le processus EDF prévoit des jalons pour capitaliser le retour d'expérience des projets antérieurs (Flamanville 3 en particulier) afin d'assurer un processus d'amélioration continue de la conception et réalisation EPR.

VII) REFERENCES

- [1] M. Longeot (*EDF*) et al., PANTHERE: Simulation Software for 3D Dose Rate Calculation In Complex Nuclear Facilities. 12th International Conference on Radiation Shielding, 2-7 September 2012.
- [2] G. Penessot (*EDF*) et al., PANTHERE v2 : Code de calcul radioprotection déterministe 3D, Actes des 6^{ème} Journées Code calculs en radioprotection de la SFRP ; 1^{er} et 2 février-18 ; Sochaux, France
- [3] J. F. Briesmeister (*LANL*) : MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C, LA-13709-M (April 2000).
- [4] X-5 Monte Carlo Team (*LANL*) : MCNP - A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5, LA-UR-03-1987 (April 2003, revised May 2005).
- [5] N. Chapoutier, F. Mollier, "AREVA Developments for an Efficient and Reliable use of Monte Carlo codes for Radiation Transport Applications", ICRS13 RPSD 2016, Paris 2016

VIII) GLOSSAIRE

AT : Arrêt de tranche

IN : Ilot nucléaire

PDMS : Plant Design
Management System

BR : Bâtiment réacteur

HPC : Hinkley Point C

TEF : Tranche en
fonctionnement