

LA RADIOPROTECTION, DE LA CONCEPTION A L'EXPLOITATION DES EMBALLAGES DE TRANSPORT DE MATIERES RADIOACTIVES

Stavros KITSOS

*TN International (groupe AREVA) - 1, rue des Hérons - 78182 Montigny-le-Bretonneux (France)
TEL: (+33) 1 39 96 51 58, FAX: (+33) 39 96 54 56, EMAIL: stavros.kitsos@areva.com*

I. INTRODUCTION

Le transport de matières radioactives est un secteur sensible de l'industrie nucléaire car c'est le seul moment où les matières radioactives se trouvent hors des INB (Installation Nucléaire de Base). Elles sont soumises à de multiples risques dans un environnement très différent de celui des INB. Une partie des risques est maîtrisée par des facteurs autres que ceux liés à l'emballage. La sécurité, la protection physique ou le choix de l'itinéraire d'un emballage de transport permettent d'empêcher les pertes, les disparitions, les vols ou les détournements des matières nucléaires (matières utilisables à des fins militaires). Toutefois, la maîtrise des risques est principalement assurée par l'emballage lui-même. En effet, un emballage sûr permet de maîtriser les risques d'irradiation, de contamination et de criticité durant le transport des matières radioactives et fissiles, afin que l'homme et l'environnement n'en subissent pas les nuisances.

Le transport de matières radioactives est régi par des règlements basés sur des recommandations émises par l'AIEA [1]. Toute la réglementation du transport de matières radioactives s'inscrit dans le principe d'ALARA, qui préconise le maintien aussi bas que possible de l'exposition aux rayonnements des exploitants et du public. Entre autres, l'application de ce principe conduit à des limitations de débits d'équivalent de dose autour de l'emballage. Ainsi, l'obtention d'un agrément pour un colis (emballage + contenu radioactif) nécessite une justification démontrant le respect de ces limitations. Cette réglementation définit des conditions enveloppes des conditions réelles du transport. De manière générale, il est considéré deux cas de configurations de transport : les conditions normales de transport (CNT) et les conditions accidentelles de transport (CAT). Pour démontrer la capacité de résister aux CNT et CAT, une série d'épreuves (mécaniques, thermiques, d'immersion, etc..) est associée avec des limites à respecter en terme de relâchement de la matière radioactive, température à ne pas dépasser pour le contenu et la surface externe de l'emballage, de débits de dose efficace externe, etc. Par ailleurs, dans chacune des configurations de transport, le contenu doit rester sous-critique.

II. LA CONCEPTION DES EMBALLAGES DE TRANSPORT DE MATIERES RADIOACTIVES

La conception des emballages de transport fait intervenir quatre métiers principaux : la mécanique, la thermique, la radioprotection et la criticité. Les actions menées dans ces différents métiers lors de la conception d'un emballage de matières radioactives ne vont pas forcément dans le même sens. Un compromis avec un niveau de sûreté à atteindre entre ces différents métiers est nécessaire afin de concevoir un emballage. Les niveaux de sûreté requis sont fixés par la réglementation AIEA. Dans un métier donné, considérer des exigences de sûreté supérieures à celles requises par la réglementation rend difficile le respect des exigences de sûreté dans les autres métiers.

La radioprotection est un paramètre prépondérant pour le dimensionnement et l'exploitation des emballages de transport des matières radioactives. Le dimensionnement en radioprotection conditionne, dans la quasi-totalité des cas, la masse des emballages qui elle-même est limitée par les moyens de manutention et de transport. En outre, un bon dimensionnement en radioprotection permet de réduire les coûts de fabrication des emballages de transport. Pour ce qui concerne l'exploitation, le chargement des emballages doit être maximisé afin de réduire le nombre de transports, et par conséquent, réduire le risque d'accident pendant le transport. Une étude approfondie en radioprotection peut ainsi augmenter les performances des emballages et améliorer la sûreté des transports. Pour les transports récurrents, le fait d'augmenter la capacité des emballages permet de réduire la dosimétrie de l'exploitation et ainsi respecter le principe ALARA.

Dans les années à venir, le taux de combustion augmentera de plus en plus. De ce fait, les transports de combustibles irradiés seront de plus en plus intenses en termes de rayonnements ionisants dégradant ainsi la capacité des emballages existants et futurs et entraînant un ralentissement de l'évacuation des piscines de combustibles des réacteurs. Pour pallier ce problème, il est nécessaire de réaliser des études de radioprotection plus élaborées et plus proches du réel. Ces études permettent de réduire les marges excessives et maintenir, voire augmenter, la capacité des emballages. Des techniques d'optimisation de chargements existent, et parmi celles déployées au sein de TN International, on citera :

- Utilisation de codes de calcul de plus en plus performants. Ces codes sont de type Monte-Carlo et sont associés à des données nucléaires récentes. Les codes d'évaluation des termes sources sont qualifiés pour des domaines d'application étendus (haut taux de combustion).
- Qualifications des chaînes de calcul par des mesures autour des emballages.
- Développement d'utilitaires pour optimiser des chargements.

III. METHODES ET CODES DE CALCUL

Les calculs de radioprotection comportent de nombreuses séquences mais peuvent être subdivisés en deux grandes catégories :

- L'évaluation des termes sources de rayonnements.
- L'étude de la propagation de ces rayonnements dans la matière.

Le transport de matières radioactives concerne tout le cycle du combustible nucléaire. Par conséquent, les sources transportées par TN International sont variées (des combustibles irradiés ou frais, des sources gamma, des déchets vitrifiés, bitumés ou compactés, etc...). Pour l'évaluation des termes sources, TN International utilise des outils de calcul tels que : les codes ORIGEN-2 [2], ORIGEN-ARP et ORIGEN-S [3] et le formulaire DARWIN [4]. Le code APOLLO2 [5], développé par le CEA, est utilisé pour l'évaluation des sources gamma provenant des produits d'activation des matériaux de structure (pieds, plénum et tête des assemblages irradiés). Pour ce qui concerne le calcul de la propagation du rayonnement à travers la matière, le code Monte-Carlo TRIPOLI-4 [6] est utilisé.

Compte tenu de l'augmentation du taux de combustion dans les années à venir, TN International a anticipé pour étendre et solidifier la base de qualification des codes d'évolution utilisés dans les études de radioprotection. Cette base de qualification, basée sur l'évaluation des termes sources, prend en compte des combustibles irradiés jusqu'à un burn-up de 70 GWj/t. Les expériences MALIBU, GRAVELINES, BUGEY et PROTEUS ont servi à réaliser cette qualification de codes d'évolution.

Avec l'apparition des emballages de stockage, les sources d'activation des pièces des extrémités d'assemblages (pieds, plenum et tête) sont devenues prépondérantes dans l'évaluation des débits de doses efficaces en partie axiales des emballages ainsi que les zones de manutention (tourillons). Ceci est dû à des temps de refroidissement allongés : de 1-2 ans pour les emballages de transport et à environ 7 ans pour les emballages de stockage. En effet, la décroissance radioactive des sources d'activation (cas du ^{60}Co) est plus longue que celles de produits de fission dans la plage des temps de refroidissement considérée ci-dessus. La zone de manutention et les parties axiales de l'emballage sont les zones plus fréquentées en exploitation et, par conséquent, conditionnent le niveau de dosimétrie du personnel. Cela nécessite donc de développer des méthodes fiables pour l'évaluation de ces sources. Le schéma de calcul adopté à TN International pour l'évaluation des produits d'activation est basé sur l'utilisation du code APOLLO2 qualifié via des mesures réalisées autour des emballages de transport.

L'amélioration des performances des ordinateurs en terme du temps de calcul a permis de rendre compatible l'utilisation des méthodes Monte-Carlo pour les études de radioprotection relatives à la conception des emballages de transport de matières radioactives. TN International utilise donc pour les calculs en radioprotection le code TRIPOLI-4 et ceci indépendamment qu'on fasse du dimensionnement, de la conception ou la validation de concept.

Les calculs Monte-Carlo apportent :

- Une description géométrique plus exacte des emballages en trois dimensions Ceci permet d'une part, d'éliminer les approximations faites au niveau de la modélisation de l'emballage et du contenu, et d'autre part, la possibilité de faire des calculs sur des zones singulières (fortes hétérogénéités) comme celle des tourillons ou des orifices de drainage. Une modélisation plus fine permet également de réaliser un plan chargement optimisé.
- Une description fine des sources radioactives (géométrie et spectres).
- Une utilisation des sections efficaces ponctuelles et donc sans approximation sur les données nucléaires.

Ces améliorations n'ont pas d'impact significatif sur le temps de calcul.

IV. QUALIFICATION DU SCHEMA DE CALCUL EN RADIOPROTECTION

L'utilisation des codes Monte-Carlo et la qualification des codes sources par des benchmarks ont permis d'améliorer considérablement les comparaisons calcul/mesure des débits de dose efficace autour des emballages. Les comparaisons calcul/mesure sont réalisées pour des débits de dose efficace à 2 mètres de la surface externe de l'emballage ainsi qu'au contact dans la zone de tourillons de manutention. Ces zones sont celles qui dimensionnent de manière générale en termes de critères de radioprotection l'emballage. Le premier à cause de la faible valeur du critère à respecter (0,1 mSv/h) le deuxième à cause de la diminution de la protection induite par des contraintes d'encombrement imposées par la portée des tourillons de manutention. Les tableaux 1 et 2 présentent des comparaisons calcul/mesure pour un grand nombre de familles d'emballage transportant des sources radioactives très diverses (combustible MOX frais, combustible irradié REP ou REB UOX ou MOX, déchets vitrifiés) :

Emballage	Nombre de mesures	Moyenne* (%)	Maximum (%)	Minimum (%)
TN 12/2 – transport combustible irradié	13	+9	+23	+3
TN 28 VT – transport verres vitrifiés	9	+12	+30	+1
FS 47 – transport poudre Pu	3	+11	+14	+8
FS 65 1300 – combustible MOX frais	1	+7	+7	+7
TN24 XLH – transport/stockage combustible irradié	2	+11	+15	+7
TN 24 DH – transport/stockage combustible irradié	1	+6	+6	+6
TN 52 L – transport/stockage irradié	1	+9	+9	+9
TN 81 – transport/stockage combustibles vitrifiés	2	+6	+11	+1
TOTAL	32	+10	+30	+1

* (calcul/mesure -1) x 100%

Tableau 1 : Synthèse des comparaisons calcul/ mesure sur les débits de dose efficace autour des emballages – radial mi-hauteur à 2 m de la surface externe de l'emballage

Emballage	Nombre de mesures	Moyenne* (%)	Maximum (%)	Minimum (%)
TN 12/2 – transport combustible irradié	13	+25	+46	+9
TN 28 VT – transport verres vitrifiés	9	+16	+38	+5
TN24 XLH – transport/stockage combustible irradié	2	+21	+28	+13
TN 24 DH – transport/stockage combustible irradié	1	+31	+31	+31
TN 52 L – transport/stockage combustible irradié	1	+25	+25	+25
TN 81 – transport/stockage verres vitrifiés	2	+25	+31	+19
TOTAL	28	+22	+46	+5

* (calcul/mesure -1) x 100%

Tableau 2 : Synthèse des comparaisons calcul/mesure sur la dose efficace autour les emballages – zone tourillon de manutention, contact de l'emballage

Le tableau 1 montre un bon accord entre le calcul et les mesures. En moyenne, les calculs surestiment de +10 % les débits de dose efficace en radial mi-hauteur et à 2 m de la surface externe de l'emballage. Cette légère surestimation systématique provient des hypothèses enveloppes prises identiques à celles des dossiers de sûreté des emballages telles que des épaisseurs d'écrans de

protection minimum, des compositions chimiques pénalisantes (densité minimum, quantité d'hydrogène et de bore minimum) etc.

Le tableau 2 montre également de bons accords entre les calculs et les mesures avec toutefois une surestimation systématique des calculs plus importante (en moyenne +22%). Cette surestimation de calcul a les mêmes origines que celles observées en radial mi-hauteur et à 2 m de la surface externe de l'emballage avec une plus grande incertitude de mesure car au contact de l'emballage intervient le positionnement de l'appareil de mesure par rapport à la surface externe de l'emballage. De manière enveloppe, des estimateurs surfaciques sont utilisés dans les calculs des débits de dose efficace. Ceci explique donc la surestimation plus importante observée au contact de l'emballage par rapport la surestimation à 2m de l'emballage où le positionnement des appareils de mesure a peu d'influence sur les débits de dose efficace. Le niveau de précision obtenu par les calculs est très satisfaisant et rassurant car pour un grand nombre de mesures réalisées, une légère surestimation des calculs est obtenue de manière systématique.

V. L'OUTIL 'TRANSPORTABILITE'

Les plans de chargement sont un moyen efficace pour optimiser les chargements. En radioprotection, l'idée est de mettre les sources radioactives les plus virulentes au centre du contenu afin de bénéficier de l'auto-blindage du milieu source. Autrement dit, avec un chargement hétérogène, le transport de sources radioactives importantes se fait en les entourant des sources radioactives moins chaudes. Pour ce qui concerne les emballages de transport de combustibles irradiés, le temps de refroidissement avant évacuation de la centrale est de 1 à 2 ans pour les combustibles UOX et de 2 à 3 ans pour les combustibles MOX. Un chargement bien optimisé permet de gagner quelques mois sur le temps d'évacuation, ce qui n'est pas négligeable pour l'exploitant nucléaire. Concernant les emballages de stockage, le gain obtenu grâce une meilleure optimisation du chargement se traduit par une augmentation de sa capacité de l'ordre 10 à 15%. Compte tenu de l'intérêt porté par TN International pour l'optimisation des chargements dans les emballages de matières radioactives, l'outil Transportabilité (cf. Figure 1) a été développé afin d'optimiser l'évacuation des combustibles irradiés des centrales d'EDF.

L'outil Transportabilité est basé sur :

- La base de données des caractéristiques des assemblages combustible EDF.
- Le code ORIGEN-2 pour l'évaluation des termes sources (neutron et gamma).
- Un modèle d'emballage et d'aménagement interne constituant des calculs unitaires de contribution aux débits de dose efficace aux différents points de calcul autour de l'emballage.
- Une validation de chaque modèle par un recalage calcul/mesure.
- Une marge forfaitaire sur les débits dose efficace pour s'affranchir des incertitudes de mesures.

La base des données combustible d'EDF contient toutes les caractéristiques des assemblages : masses, compositions initiales et historique d'irradiation. Le code ORIGEN-2 évalue les termes sources pour chaque assemblage combustible en tenant en compte les masses et les compositions initiales ainsi que l'historique d'irradiation.

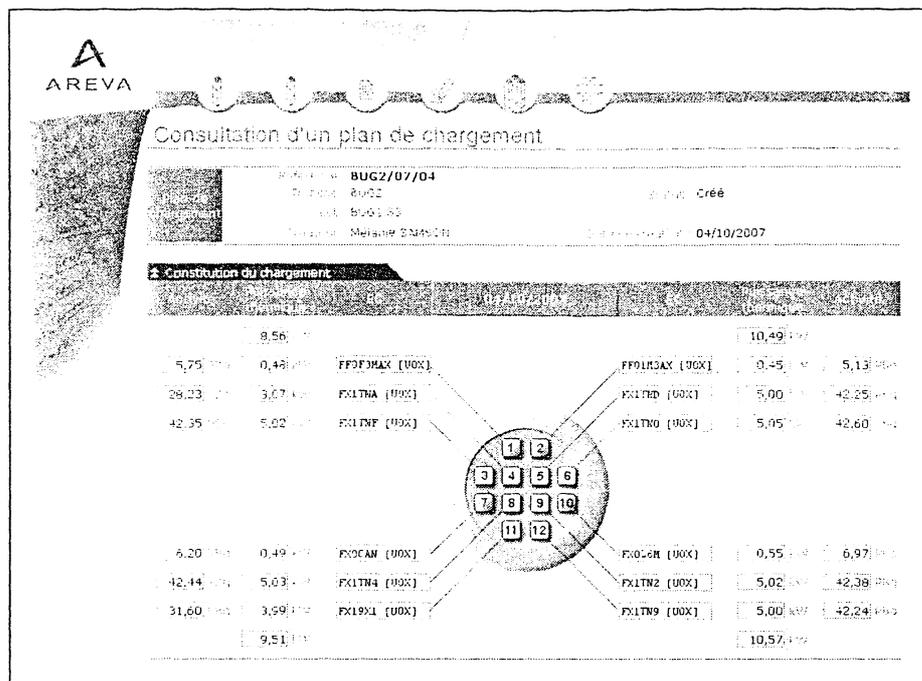


Figure 1 : Outil Transportabilité pour l'optimisation des plans de chargement

Le modèle d'emballage associé à un aménagement interne consiste à évaluer la contribution de chaque assemblage du chargement aux différents points de calculs autour de l'emballage. Il s'agit des contributions unitaires calculées par le code TRIPOLI-4 avec deux spectres neutrons (fission spontanées et α -n) pour les débits de dose efficace neutron et de gamma de capture. En ce qui concerne les gamma, 7 bandes d'énergie de 0,3 KeV à 3.5 MeV sont considérées. La contribution aux débits de dose efficace d'un assemblage à un point de calcul est ainsi obtenue par le produit des termes sources calculé par ORIGEN 2 avec les caractéristiques de l'assemblage et les contributions unitaires calculés par TRIPOLI 4.

La validation d'un modèle se fait par un recalage mesure/calcul basé sur trois campagnes de mesures indépendantes. Ces trois campagnes de mesures permettent d'avoir une reproductibilité des coefficients mesure/calcul et de garantir la fiabilité du recalage réalisé. Une marge forfaitaire de 20% est associée à chaque modèle afin de prendre en compte d'éventuelles incertitudes des mesures.

VI. CONCLUSION

L'utilisation massive des codes Monte-Carlo en trois dimensions, la qualification accrue des données nucléaires et des schémas de calcul, ainsi que le développement des outils d'optimisation des chargements constituent les moyens mis en place par TN International pour améliorer les performances radiologiques des emballages de transport de matières radioactives.

Ces moyens mis en place permettent de charger les emballages jusqu'à 80% du critère de radioprotection imposé par la réglementation en pleine sécurité là où auparavant on atteignait environ 50%. Cela permet d'absorber l'augmentation de l'intensité des sources à transporter, garder ou

augmenter la capacité des emballages tout en améliorant la sûreté globale des transports de matières radioactives.

VI. REFERENCES

- [1] AIEA - Règlement de transport des matières radioactives. TS-R-1 Edition de 2009.
- [2] ORIGEN-2 code : ORNL RSIC Computer Code Collection - Isotope Generation and Depletion Code Matrix Exponential Method. CCC-371
- [3] ORNL, RSIC Computer Code Collection, "SCALE: A Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluations for Workstations and Personal Computers," NUREG/CR-0200, Revision 6, ORNL/NUREG/CSD-2/V2/R6
- [4] "Formulaire DARWIN version 2.0 : notice d'utilisation des modules PSAPHY, INTERPEP, PEPIN2, INVERSION" – SERMA/LEPP/RT/02-2128/B, 19 août 2003
- [5] APOLLO2 – "A User-Oriented, Portable, Modular Code for Multigroup Transport Assembly Calculations" - R. Sanchez and al., Nuclear Science and Engineering 100, 352-362, 1988
- [6] Notice d'utilisation du code TRIPOLI 4, version 4.3 - Code de transport de particules par la méthode de Monte-Carlo - Rapport CEA-R-6043 2003 - J-P. Both, A. Mazzolo, Y. Pénéliou, O. Petit, B. Roesslinger.