

Ce document est une « réponse à la réponse » de Monsieur Etienne Vernaz à mon premier document : "Questions et remarques critiques sur le travail de Monsieur Etienne Vernaz" disponible ici : http://coordination-antinucleaire-sudest.net/2012/public/autres/Questions_Monsieur_Etienne_Vernaz.pdf
Ce document a suscité la réaction par courriel de Monsieur Etienne Vernaz, que je reproduis intégralement en **Annexe 1**.

Les documents référencés sont :

- **REF** : Réponse de Monsieur Etienne Vernaz aux questions et remarques critiques de Monsieur Gilbert Tallent, sera référencé **REF** dans ce document : **Annexe 1** et : http://coordination-antinucleaire-sudest.net/2012/public/autres/Reponse_Etienne_Vernaz_aux_Questions_et_remarques_critiques_de_Monsieur_Gilbert_Tallent.pdf
- **α** : cours d'Etienne Vernaz : Le cycle du combustible nucléaire, qui sera référencé **α** dans ce document : <http://www.visiatome.fr/Local/visiatome/files/409/Le.cycle.du.combustible.nucleaire.Etienne.Vernaz.pdf>
- **β** : Conférence Etienne Vernaz, Journées USTV-GDR Verres les 8 et 9 décembre 2011. Sera référencé **β** dans ce document : <http://www.ustverre.fr/site/ustv/Rennes2011/Conf%C3%A9rence/Vernaz.pdf>
- **γ** : Le verre de l'antiquité à nos jours, Etienne Vernaz. Sera référencé **γ** dans ce document : <http://www.visiatome.fr/Local/visiatome/files/493/le.Verre.de.l-antiquite.a.nos.jours.par.Etienne.Vernaz.le.13.10.2011.pdf>
- **δ** : Études CEA (nombreux auteurs) Conditionnement des déchets nucléaires. Sera référencé **δ** dans ce document : <http://www.cea.fr/content/download/80678/1546704/file/Conditionnement-d%C3%A9chets-nucl%C3%A9aires-verres.pdf>
- **ε** : Document AIEA : THE R7/T7 VITRIFICATION AT LA HAGUE: 10 YEARS OF OPERATION. Sera référencé **ε** dans ce document : http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/csp_006c/PDF-Files/paper-33.pdf
- **ζ** : Fiche IRSN . Le combustible MOX. Sera référencé **ζ** dans ce document : http://www.irsn.fr/FR/connaissances/Installations_nucleaires/cycle_combustible/fabrication_combustible_MOX/Documents/IRSN_Fiche_cycle-MOX-France_112011.pdf

Monsieur Vernaz,

Mon document « Questions et remarques critiques sur le travail de Monsieur Etienne Vernaz" posait deux types de questions :

- 1°) Une interrogation sur les quantités de HA VL dont je soulignais les incohérences de chiffres,
- 2°) une interrogation sur les quantités de matière radioactive relâchées dans l'environnement dans l'hypothèse de l'enfouissement à Bure, et de l'altération par l'eau étudiée dans le document **δ**.

Vous apportez, dans votre réponse **REF**, de nouvelles données chiffrées qui répondent à certaines questions, en posant de nouvelles, et m'ont permis d'approfondir mes interrogations, toujours en utilisant vos cours et conférences, ainsi que des documents de référence du CEA, de l'AIEA, de l'IRSN, de l'ASN... documents dont vous ne pourrez objecter la partialité.

Ce texte comprend deux parties, reprenant les deux types de questions ci-dessus :

I) Interrogations sur les quantités de déchets Haute Activité Vie Longue

Je vais reprendre votre réponse point par point. Les citations de votre réponse **REF** seront entre guillemets et italique.

A) La quantité de HAVL

Tout d'abord ***vous reconnaissez une erreur***, et c'est bien le moins, dans le document ***α*** page 67. Ce document est pourtant intitulé, en son bas de page, « *Cours Etienne Vernaz – Le cycle du combustible* ». Il s'agit des 1200 tonnes de « *Combustible usé qui sort de nos centrales* » que vous qualifiez à tort de « *Déchets de Haute activité* ». « *Le terme ... n'est pas approprié en France* », dites-vous. Sans doute ce cours disponible sur le site du Visiatome, dans le dossier « *Local/visiatome* » et détaillant le cycle du combustible nucléaire *français* s'adresse-t-il à des étrangers !?!? Dont acte...

Ensuite, vous apportez de nouvelles et nombreuses informations sur les capacités de retraitement dans le temps, de 2000 à 2010 date à laquelle les capacités de retraitement de combustible étranger ont quasiment disparu.

Il m'est alors paru indispensable de symboliser le cycle du combustible nucléaire, objet de votre cours, par un schéma général ***qui met en évidence tous les flux***, et permet de comprendre, au jour d'aujourd'hui, la réalité de la circulation, du stockage, et de la vitrification des déchets HAVL.

J'ai donc tenté de reconstituer ce graphe de flux, « *étonnamment* » absent de votre cours, en collectant les informations dans tous les documents cités en référence.

Dans un premier temps, la période étudiée sera « *à partir de 2010* ». Nous ne sommes pas alors perturbés par les « *contrats de retraitement étranger* » qui ont « *fortement chuté après l'an 2000* ».

Nous nous baserons donc, dans ce premier temps, sur les 1000 tonnes de combustible retraité à partir de 2010.

Je m'attarderai un court instant sur votre paragraphe :

« *Depuis cette date Le stock de combustible usé non retraité est de 200t/an (120t de MOX usé et 80 t d'URE usé, tous issus du recyclage, et qu'on ne souhaite pas recycler une seconde fois dans les réacteurs actuels).* »

Je trouve l'expression « *on ne souhaite pas* » tout à fait charmante. Les combustibles retraités puis usés, vous ne l'ignorez pas -il suffit de compulsurer la littérature- contiennent des atomes, nouveaux produits de fission divers et variés et... extrêmement dangereux. Il ne s'agit donc pas de souhait mais de ***nécessité*** de ne pas retraiter ces combustibles, beaucoup trop dangereux.

Partant de ces chiffres (1000 tonnes + 120 tonnes + 80 tonnes = 1200 tonnes de combustible usé par an), j'ai donc reconstitué, en utilisant toutes les sources disponibles, le ***schéma de flux*** de l'***annexe 2***.

Les données initiales ont été très légèrement modifiées pour être plus proche des données de la fiche IRSN ***ζ*** sur le combustible MOX, tout en conservant les ordres de grandeur.

On observe donc, sur ce diagramme de flux que :

243 tonnes de déchets ultimes HA-VL sont produits annuellement (***121 tonnes de MOX usé*** non « *retraitable* », ***80 tonnes d'URE usé*** non « *retraitable* », et ***42 tonnes*** de Produits de Fission et actinides mineurs)

Par ailleurs, environ **7500 tonnes d'uranium appauvri** sont produits annuellement.

Nous examinerons ces résultats un peu plus loin. Ayant examiné le point d'entrée, examinons donc le point de sortie.

B) Les quantités de matière vitrifiées

Les nouveaux éléments que vous m'avez apporté m'ont amené à revoir et affiner les calculs et observations que j'avais fournis dans mon premier document.

Ces nouveaux résultats et calculs sont présentés dans l'**annexe 3**.

Je vous ai sollicité par deux fois le 11 août et le 10 septembre dernier par courriels dont vous avez accusé réception, pour obtenir une information, qui ne vous aurait coûté que le temps d'un clic « répondre à ce message ». La question concernait la capacité maximale annuelle de production des ateliers de vitrification R7 et T7 de La Hague. Pour étudier correctement les flux, il faut connaître les capacités de « sortie ». Je n'avais en effet, dans votre document **β**, qu'un bilan total de la production jusqu'à 2010.

Votre absence de réponse m'a interrogé. Votre « *transparence* » semblait avoir des limites. (cf. annexe 7, demande de précisions n'ayant obtenu aucune réponse)

En réfléchissant, donc, je me suis dit que votre réponse **REF** contenait peut être, par une lecture inversée, l'information que je cherchais.

En effet, vous dites dans **REF** : « *Jusqu'à l'an 2010 la France ne retraitait que 850t/an sur les 1200t sortant. Ceci venait de la capacité de l'usine UP2 de La Hague, UP3 étant réservé aux combustibles étrangers* ».

On peut et doit comprendre cette phrase comme « on ne vitrifie que la partie issue du retraitement ». Ou encore : la capacité de vitrification est soumise à la capacité de retraitement.

D'une certaine manière, ma question était mal posée : J'aurais dû demander quelle était la capacité maximale de *retraitement*. Et la réponse est dans la littérature : 1700t/an autorisés pour UP2 et UP3. Sauf que, comme vous l'expliquez, avant 2010, les combustibles usés étrangers mobilisaient UP3, et qu'on ne pouvait pas tout retraiter. On peut donc considérer qu'aujourd'hui, avec le « *contrat de retraitement à long terme avec EDF qui porte à 1000t la quantité retraitée annuelle retraitée, à partir de 2010* » :

les 1000 à 1050 tonnes de combustible français, soit la totalité du combustible « retraitable », sont retraitées.

On trouve dans le document **ε** Paper-33 de l'AIEA

« 3950 canisters have been produced at R7 and 2815 in T7. This figures are equivalent to 4070 m³ of fission products liquid solutions received at R7 and 1982 m³ at T7 ».

Ce document date de septembre 1999 (échange de courriels avec AIEA, **annexe 6**).

6765 colis avaient été produits en septembre 1999

Toujours à la recherche de la quantification des points de sortie, j'ai étudié les rapports annuels « **Traitement des combustibles usés provenant de l'étranger** dans les installations d'AREVA NC La Hague », disponibles sur la toile, de 2007 à 2012. Ils permettent de déterminer, grâce à une simple soustraction, la production annuelle de colis.

Je produit ci-dessous le tableau récapitulatif, en nombre de colis, avec les valeurs produites calculées :

Date	Présents sur le site	expédiés	Produits
31/12/07	9088	4164	
31/12/08	9573	4472	793
31/12/09	10412	4472*	839
31/12/10	10828	4780	724
31/12/11	11138	5081	611
31/12/12	11665	5171	639

* Ce chiffre semble montrer qu'il n'y a pas eu de colis expédiés en 2009. Les rapports successifs étant du copier/coller du précédent, ce chiffre peut ne pas avoir été mis à jour en 2009. Cela ne change rien, puisque les nombres de colis expédiés sont cumulés depuis « l'origine ». Il ne peut donc y avoir qu'une légère bascule entre le nombre de colis produits en 2009 et 2010.

L'intérêt de ces chiffres est qu'ils regroupent la **totalité de la production**, française et étrangère, et donc, d'une certaine manière, représentent la **capacité maximale de production**.

La moyenne est de 721 colis par an.

Dans le document **β**, conférence « journées USTV GDR verres les 8 et 9 décembre 2011 » d'Etienne Vernaz, les quantités et volumes, page 13 nous donne **400 kg de poids net théorique de verre** par colis.

Le bilan des ateliers de vitrification français du même document nous donne 7345 tonnes de verre pour 18791 colis *réels*, ce qui donne un **poids de verre par colis de 390 kg**.

Une année moyenne produit donc $721 * 390 \text{ kg} = 281 \text{ tonnes de verre}$.

17% massique de HA-VL sont contenus dans ce verre (résultat n° 9), donc :

$281 * 0,17 =$

48 tonnes de HA-VL sont vitrifiés annuellement, en moyenne (somme toute assez proche du chiffre de 42 tonnes de PF du diagramme de flux de l'annexe 2

Le hiatus par rapport à ce diagramme de flux saute alors aux yeux, et nous amène aux conclusions suivantes :

1°) **Seuls** les produits de fission peuvent être vitrifiés, à l'issue du processus de retraitement.

2°) **La technologie utilisée** pour la vitrification à La Hague **est incapable de prendre en charge et de vitrifier directement des déchets hautement radio toxiques comme le MOX usé ou l'URE usé** hors du circuit de retraitement qui n'est manifestement pas autorisé pour ces déchets.

3°) Le MOX usé ainsi que l'URE usé, soit plus de 200 tonnes de déchets HA-VL non valorisables sont donc sans doute abandonnés dans les piscines des centrales concernées. Ils s'accumulent sans aucune solution autre que... l'agrandissement des piscines peut-être. Ils sont beaucoup plus long à refroidir que les combustibles usés standard. Bref, c'est une épée de Damoclès qui sera là dans les millénaires à venir, accumulation de poison pour les générations futures...

4°) Le passage par tableur de l'utilisation, et donc de la production de MOX usé est disponible à l'*annexe 4*. Les données viennent de la réponse qui a été faite par l'ASN à mes interrogations, échange disponible à l'*annexe 5* : **2285 tonnes de MOX**, auxquelles s'ajoutent les **200 tonnes annuelles**, étaient déjà produites en 2010. Personne ne sait que faire de ces déchets. Je n'ai pas calculé l'équivalent en URE usé. Il doit commencer à être plus que conséquent.

5°) Le diagramme de flux de l'*annexe 2* fait également apparaître la production annuelle de **7500 tonnes d'Uranium appauvri**. Depuis le début du fonctionnement des centrales françaises, on peut estimer à **150 à 200 000 tonnes la quantité d'Uranium appauvri produite**. Et on ne parle pas de la filière militaire. Où sont stockés ces déchets ? A quoi peuvent-ils servir si ce n'est à des armes ? Il semble circuler le chiffre considérable de 8500 tonnes d'Uranium appauvri qui aurait été répandues en Irak par les Américains, contaminant par leurs poussières la population et parfois même les soldats. C'est considérable, mais ces 8500 tonnes ne sont rien face au gigantesque stock français ! Que la lumière soit donc faite sur l'Uranium appauvri !

Pour terminer sur ce point, je vous citerai à nouveau :

REF : « *Donc rassurez-vous il ne manque pas de tonnes de verres qui aurait été oublié ici ou là. Il s'agit de combustibles non retraités dument répertoriés, mais qui, je vous l'accorde, ne sont pas des déchets mais des matières à valoriser.* »

Il semble que nous soyons amenés à attribuer le texte **REF** à un « responsable de la propagande ». Si des déchets ne sont pas oubliés « *ici ou là* », ils existent néanmoins, ne sont en aucun cas recensés comme déchets ultimes, et ne sont pas, contrairement à ce que vous dites, des « *matières à valoriser* » :

Déchets ultimes HA-VL annuels :

- 121 tonnes de MOX usé
- 80 tonnes d'URE usé
- 42 tonnes de PF et AM (vitrifiés?)

Déchets « revalorisables » comme obus, carcasses de tanks,... :

- 7239 tonnes d'Uranium appauvri,

Déchets ultimes car non « revalorisables » :

- 219 tonnes d'Uranium appauvri, issues du retraitement, car polluées par des Produits de Fission

II) Interrogation sur les quantités de matière radioactive relâchées dans l'environnement dans l'hypothèse de l'enfouissement à Bure, et de l'altération par l'eau étudiée dans le document δ

A) Les valeurs incohérentes de vos divers documents

Je reprends votre réponse **REF** : « Il n'y a pas d'incohérence mais une différence de cible entre les documents β et γ . Lorsque je parle à du grand public (doc γ) je ne parle pas de micron mais de millimètre. Par contre avec des scientifiques (doc β) je parle de microns. Comme $0.2 \mu\text{m}$ est bien inférieur à un millième de millimètre c'est bien cohérent et il n'y a pas d'erreur de calcul. De plus, même pour les scientifique, il ne s'agit que d'un ordre de grandeur (la valeur précise dépendant de la composition du verre, de la température, du pH...) et $0.2\mu\text{m}$ sur 10000 ans est arrondi à « de l'ordre de $1 \mu\text{m}$ sur 10 000 ans. Notez que j'arrondi toujours à la valeur supérieure pour ne pas être taxer de surestimer le verre) »

Donc, pour le document γ , (grand public), vous dites, page 51, titre du slide « Vitesse d'altération d'un verre par l'eau » :

Moins du millième de
millimètre par an !

« moins du millième de millimètre par an »

Dans le document β , page 31, pour les scientifiques, qui est titrée « cinétique d'altération par l'eau » :

Pour le verre R7T7
à 50°C et pH [8,9]
 $v^* < 5.10^{-5} \mu\text{m/j}$
Soit ~ 1 mm /10 000 ans

Nous avons donc ici : « environ 1 mm / 10 000 ans ».

Mais aussi : vitesse inférieure à $5.10^{-5} \mu\text{m/j}$

Intéressons nous d'abord aux « scientifiques ».

Je rappelle (calcul effectué dans mon premier document) que la vitesse affichée de $5.10^{-5} \mu\text{m}$ par jour donne **0,1865 mm tous les 10000 ans**

Il y a donc **plus d'un facteur 5 entre deux valeurs séparées par le vocable « Soit »**. Vous appelez ça un « arrondi ». Deux valeurs séparées par un facteur 5 **n'ont rien à voir l'une avec l'autre**.

Pour ne pas être taxé de « surestimer le verre », vous auriez pu traduire par :

$v^* < 5.10^{-5} \mu\text{m/j}$ soit environ **2 mm / 100 000 ans**

Ainsi, vous auriez fait un arrondi « en défaveur du verre », dont l'image recherchée : « vous voyez, c'est très peu », aurait bien fonctionné, tout en ne présentant pas une absence totale de rigueur, et un irrespect de vos lecteurs « scientifiques ».

Venons en au document γ , (grand public) :

moins du millième de millimètre par an présente donc, pour le grand public, un nouvel écart d'**un facteur 50** du chiffre « pour les scientifiques ». Il est donc 50 fois plus en « défaveur du verre ».

Pour terminer sur le sujet, en se servant du document de référence **δ** du CEA, on peut déduire (cf. *annexe 3, Résultat n° 4*) que la *vitesse moyenne d'altération du verre, si l'on s'appuie sur les modèles utilisés dans cette étude de référence, est de 0,7 microns par an.*

Étonnamment, cette valeur est très proche de votre estimation « grand public », et donc très éloignée de votre estimation « pour les scientifiques ».

Je rajouterai que ce résultat s'appuie sur des modèles, et est donc, comme vous le dites d'ailleurs « *même pour les scientifique, il ne s'agit que d'un ordre de grandeur (la valeur précise dépendant de la composition du verre, de la température, du pH...)* ». Vous auriez pu ajouter « et de la validité toute relative des « modèles atomiques » qui vous servent de référence ».

Bref, autant de documents, autant de valeurs extrêmement différentes pour une même donnée, et ce à paramètre constant. Ces valeurs semblent davantage sorties de l'humeur et du temps qu'il fait que d'un travail de scientifique sérieux. C'est la preuve absolue et définitive que ces chiffres sont absolument fantaisistes, et que ces études basées sur des modèles sont totalement incapables de donner un ordre de grandeur réel de l'altération des verres dans l'eau.

Enfin, je ne suis pas physicien, mais dans toute ma formation scientifique, j'ai appris que tout résultat proposé dans une communication scientifique sérieuse devait s'accompagner d'un *calcul d'incertitude*. Et, bien sûr, en l'occurrence, quand on prétend prévoir l'avenir sur des centaines de milliers d'années, l'usage de ce calcul d'incertitude est absolument indispensable.

Or, rien de tout cela dans le document **δ**. C'est effarant.

B) Dissémination des radionucléides dans l'environnement

Le document **δ** étudie entre autres l'altération par l'eau en ces termes :

Extrait n° 1 (annexe 3): « *Dans l'hypothèse d'un stockage géologique profond de colis de déchets vitrifiés, l'eau souterraine arrivera tôt ou tard au contact du verre, après corrosion des conteneurs et surconteneurs. L'altération par l'eau de la matrice vitreuse est le principal facteur pouvant conduire au relâchement de radionucléides dans le milieu naturel* »

Je ne suis donc pas dépositaire de cette hypothèse.

Elle conduit, en utilisant vos données, au résultat suivant, revus en fonction de vos nouvelles données, et détaillé dans l'*annexe 3* :

Résultat n° 11 : « *après corrosion des conteneurs et sur conteneurs* » (extrait 1), la masse totale des PF relâchés ANNUELLEMENT dans l'environnement serait, en utilisant la quantité de colis susceptibles d'être présents en 2020, de : 14,09 kg

On comprend bien que le démarrage de l'enfouissement -si ce crime contre l'humanité s'avérait-, n'étant prévu qu'en 2025, les quantités seraient encore bien supérieures, et la menace sur l'environnement bien plus grande.

Il me faut donc reprendre ici votre réponse **REF** sur le sujet. Je découperai le paragraphe en plusieurs parties, pour y répondre plus aisément :

REF : « *Votre calcul avec 1 µm d'altération par an n'a aucun sens en stockage géologique (il pourrait avoir un intérêt si quelqu'un jetait les 18 000 colis vitrifiés dans le Rhône...mais reconnaissez que c'est assez improbable).* »

Vous affirmez que le stockage géologique exclut la possibilité d'invasion du « laboratoire » par l'eau ! D'où pourrait vous venir cette affirmation sur les dizaines d'années à venir (vous voyez, je ne parle plus là de milliers ou de centaines de milliers d'années mais de dizaines) ?

Or :

1°) 80 m³ d'eau provenant de la nappe phréatique sont pompés quotidiennement du forage de Bure.

2°) Les risques sismiques ne sont pas négligeables dans la région (magnitude de 4,8 en 1984 Haessler et Hoang, 1985, St Dié - à 100 km de BURE - le 22 février 2003, un séisme de magnitude 5,4, et Remiremont - à 100 km de BURE – magnitude 8 en 1682).

3°) Le « coffre fort géologique » que constituerait l'argilite est une fumisterie. Entre autres :

- l'argilite ne constitue jamais que 40 à 45% de la roche, et que le reste est... friable, « faillable », etc...
- Il semble que les échantillons d'argilite de Bure distribués aux visiteurs du « laboratoire » par l'ANDRA se dissolvent dans l'eau en ...16 minutes ! (fiche IRSN à paraître)

4°) Le CEA consacre un document entier, construit un « modèle atomique » spécifique, pour étudier l'« après corrosion des conteneurs et sur conteneurs » mais cette hypothèse, selon vous, n'a aucun sens.

Bref, l'invasion par l'eau d'un site dont la fragilité a été très largement démontrée (dépendance électrique entre autres), est une hypothèse dont la probabilité est loin d'être négligeable. De plus, que se passera-t-il en cas de bouleversement politique, de guerres, de crise énergétique majeure ?

REF : « Même en prenant une valeur réaliste 10 000 fois plus faible, votre calcul de la quantité de PF rejeté annuellement dans la nature n'a pas grand sens car l'activité, contrairement aux toxiques chimiques, diminue fortement avec le temps. »

Là, le morceau devient trop gros à avaler. On est gêné par l'hypothèse de l'invasion par l'eau. Eh bien, pas difficile, on divise par 10 000. Pourquoi 10 000 ? Parce que ! Na !

La suite est du même acabit :

« Il faudra plusieurs milliers d'années pour que l'eau accède au verre et à 10 000 ans la radio toxicité du verre devient analogue à celle du minerai d'Uranium qui a servi à le produire. »

D'où viennent ces milliers d'années ? L'acier résiste-t-il des milliers d'années dans l'eau ? Avec un PH acide ? (je tiens à rappeler que l'étude d'altération par l'eau sont faits avec un PH de 8,9, soit légèrement basique, et que rien n'est fait en milieu acide!). Il est par ailleurs bien connu que la température accélère la vitesse de corrosion, également la contrainte exercée par des éboulements. Comme tout ce qui a été étudié précédemment, ces affirmations sont des **contre vérités scientifiques**. Rien ne permet d'étayer une telle affirmation.

Je citerai à ce propos une réponse de Laurent C., Ingénieur modélisation et simulation à l'ANDRA sur le site CIGEO :

«

Les déchets vitrifiés de haute activité (HA), dont le stockage n'est pas compatible avec le milieu cimentaire, seront placés dans des colis en acier, eux même placés dans des alvéoles dont le chemisage sera également en acier. **Pour limiter la corrosion de ces aciers, les alvéoles de colis de déchets HA ne seront effectivement pas ventilées.**

... »

On limite les risques de corrosion en ... « **ne ventilant pas** ». Alors, si l'air est corrosif, que dire de l'eau ?!

« Ce qui compte c'est la dose à l'exutoire qui se chiffre en µSv, négligeable devant la radioactivité naturelle. C'est donc au contraire tout à fait acceptable par nos sociétés. »

Nous y voilà. L'exutoire.

Définition du Petit Robert : Exutoire : « ce qui permet de se soulager, de se débarrasser de quelque chose de gênant. »

On ne peut pas mieux dire. Tout votre discours consiste à dire, sans aucun élément recevable, que la menace est reportée à des milliers d'années. Or, en utilisant vos propres documents on voit qu'il n'en est rien, que le relâchement de polluants extrêmement dangereux dans l'environnement aura lieu très vite, avec une probabilité non négligeable, et que l'eau contaminée pourrait impacter des territoires allant jusqu'aux bassins parisien et mosan.

En conclusion, je rappelle que ce document n'a aucunement pour but d'analyser l'entièreté du problème des déchets produits par l'industrie nucléaire. Il s'est contenté de traiter et étudier des documents du CEA concernant les seuls HA-VL, et c'est déjà un très gros travail de compilation de données. Je n'ai pas non plus étudié la partie concernant l'irradiation des verres, n'étant pas physicien.

Force est de constater que *ces documents ne ressemblent en rien à des communications scientifiques*, mais s'apparentent davantage à *des documents de propagande publicitaire*. En effet ils présentent -avec force tableaux, graphiques et photos couleur- comme résultats scientifiques le produit d'une *pure spéculation* sur les comportements à long terme des déchets HA-VL, et ce, sans le moindre calcul d'incertitude. On ne trouve pas mention de l'énormité des quantités d'HA-VL que l'on ne sait pas traiter et dont on ne sait que faire, MOX usé, URE usé (cf. annexe2). Il n'est nullement mention également du sort réservé à l'uranium appauvri . Il semble malheureusement évident que *la nation paye des (soi disant) scientifiques pour produire, sans la rigueur attendue, des documents prouvant que les solutions choisies (poursuite du nucléaire, enfouissement des déchets, ...) sont les bonnes solutions.*

Je ne doute malheureusement pas qu'une étude de ces documents portant sur les FA-xx, MA-xx etc... conduirait aux mêmes conclusions.

Ce qui est très inquiétant, c'est que le pouvoir, dans ce pays, est détenu par ces « experts » du CEA qui dictent à nos (ir)responsables tous leurs choix et décisions politiques en matière de recherche, d'énergie, et de technologies plus ou moins « innovantes »...

Ce qui pourrait-être plus rassurant, s'il s'agissait d'une pratique courante plutôt que d'un simple concours de circonstances comme ce fut le cas pour ce qui me concerne, c'est qu'un simple citoyen un peu attentif et curieux puisse constater la tromperie manifeste de ces communications soi-disant scientifiques.

Bien cordialement, Monsieur Vernaz,

Octobre 2013

Gilbert Tallent



ANNEXE 1 : Réponse de Monsieur Vernaz, objet de ce document.

Bonjour Monsieur Tallent

Ma charge de travail ne m'a pas permis de répondre immédiatement à votre courriel du 7 juin. Je vais répondre dans un premier temps à la partie "Questions et remarques critiques sur le travail de Monsieur Etienne Vernaz" de votre message.

Je vous remercie de votre travail de recherche bibliographique approfondi pour vérifier la cohérence des chiffres. Comme vous allez le voir, même si je reconnais une inexactitude au niveau d'un terme, tout est transparent et cohérent. Toutefois il faut un niveau de détail qui dépasse celui de certaines conférences si on veut des chiffres précis. Le désir d'être compris m'amène souvent à supprimer ce niveau de détail pour ne retenir que les bons ordres de grandeur. Mais puisque vous souhaitez les explications dans le détail, les voici.

Question 1 : Effectivement le terme "Déchets de Haute activité" du doc α -p 67, n'est pas approprié en France. En effet 1200t/an est la quantité totale de Combustible Usé qui sort de nos centrales. C'est la quantité de Déchets de Haute activité dans les pays qui ne retraitent pas les combustibles usés mais pas en France où le retraitement permet de réduire fortement ce chiffre.

Il s'agit donc d'une enveloppe majorante. La quantité réelle de déchets de haute activité produits va dépendre de la politique de retraitement.

- Jusqu'à l'an 2010 la France ne retraitait que 850t/an sur les 1200t sortant. Ceci venait de la capacité de l'usine UP2 de La Hague, UP3 étant réservé aux combustibles étrangers. 1200t de combustible correspond au rechargement du parc nucléaire de 62 GWe. Avec 2.5m³ de verre produit par GWe, si tout avait été retraité on aurait effectivement eu 155 m³ de verre par an. Comme on n'en a retraité que 850t, on a produit 110 m³ de verre par an jusqu'à 2010. A cela il faut rajouter une quantité de combustible usé stocké en piscine de 350t/an.
- Les contrats de retraitement étranger ayant fortement chuté après l'an 2000, Areva qui disposait de capacité de retraitement non utilisées à UP3, a renégocié un contrat de retraitement à long terme avec EDF qui porte à 1000t la quantité retraitée annuelle, à partir de 2010. Depuis cette date la quantité de verre produite annuellement est d'environ 129 m³. Le stock de combustible usé non retraité est de 200t/an (120t de MOX usé et 80 t d'URE usé, tous issus du recyclage, et qu'on ne souhaite pas recycler une seconde fois dans les réacteurs actuels).

Donc rassurez-vous il ne manque pas de tonnes de verres qui aurait été oublié ici ou là. Il s'agit de combustibles non retraités dument répertoriés, mais qui, je vous l'accorde, ne sont pas des déchets mais des matières à valoriser.

Question 2 : Vu que tous le combustible français n'a pas encore été retraité les 4100 m³ de PF vitrifié n'ont jamais existé hors de votre calcul. Si par contre on considère que jusqu'à l'an 2010 on a vitrifié 850/1200 des 1640 GWe de votre calcul, on obtient 2900 m³, valeur assez proche des 2670 m³ réellement produit. Le petit écart de 230 m³ peut avoir plusieurs causes dont la principale est sans doute que la capacité nominale de 850t/an n'a pas été atteinte les premières années de fonctionnement de l'usine ; une autre cause est que certaines solutions de PF particulières de vieux réacteurs UNGG (dites Umo) n'ont pas encore été vitrifiées (leur vitrification commence maintenant à La Hague grâce à la technologie du Creuset Froid développée au CEA et implantée à La Hague en 2010). Il n'y a donc pas de HAVL actuellement produit non vitrifiés mais au contraire, grâce à la recherche, une résorption progressive des déchets anciens qui n'avaient pas pu être vitrifiés.

Question 3 :

- Il n'y a pas d'incohérence mais une différence de cible entre les documents β et γ . Lorsque je parle à du grand public (doc γ) je ne parle pas de micron mais de millimètre. Par contre avec des scientifiques (doc β) je parle de microns. Comme 0.2 μm est bien inférieur à un millièème de

millimètre c'est bien cohérent et il n'y a pas d'erreur de calcul. De plus, même pour les scientifiques, il ne s'agit que d'un ordre de grandeur (la valeur précise dépendant de la composition du verre, de la température, du pH...) et 0.2µm sur 10000 ans est arrondi à « de l'ordre de 1 µm sur 10 000 ans. Notez que j'arrondi toujours à la valeur supérieure pour ne pas être taxé de surestimer le verre)

- La vitesse de dissolution initiale est celle qu'aurait un verre avec un renouvellement permanent de l'eau, par exemple dans un fleuve. Votre calcul avec 1 µm d'altération par an n'a aucun sens en stockage géologique (il pourrait avoir un intérêt si quelqu'un jetait les 18 000 colis vitrifiés dans le Rhône...mais reconnaissez que c'est assez improbable). Même en prenant une valeur réaliste 10 000 fois plus faible, votre calcul de la quantité de PF rejeté annuellement dans la nature n'a pas grand sens car l'activité, contrairement aux toxiques chimiques, diminue fortement avec le temps. Il faudra plusieurs milliers d'années pour que l'eau accède au verre et à 10 000 ans la radio toxicité du verre devient analogue à celle du minerai d'Uranium qui a servi à le produire. Ce qui compte c'est la dose à l'exutoire qui se chiffre en µSv, négligeable devant la radioactivité naturelle. C'est donc au contraire tout à fait acceptable par nos sociétés.

Question 4 : Les scientifiques du monde entier ayant travaillé sur la sûreté du stockage géologique considèrent, dans leur immense majorité, que c'est une solution redondante (multi barrière) totalement sûre et indispensable. Sûre car conduisant, même dans les scénarii les plus irréalistes, à des doses négligeables à l'exutoire. Indispensable parce que le temps de retour à l'activité du minerai de départ (de l'ordre de 10 000 ans) est très court à l'échelle géologique mais très long à l'échelle sociétale. Si le stockage ne se fait pas ce ne sera pas pour des raisons techniques mais à cause de gens comme vous qui entretenez des peurs irrationnelles. Les colis resteront alors en entreposage de surface, l'argent provisionné pour le stockage géologique sera dépensé par nos gouvernements successifs. Cela ne posera aucun problème pour notre génération mais fera porter un risque à long terme sur nos petits-enfants, risque que l'on aurait pu éliminer par une gestion responsable.

Cordialement.

Etienne Vernaz

ANNEXE 3

Document de référence δ du CEA « Le conditionnement des déchets nucléaires », chapitre « le colis de verre et les procédés d'élaboration » :

On trouve page 30 :

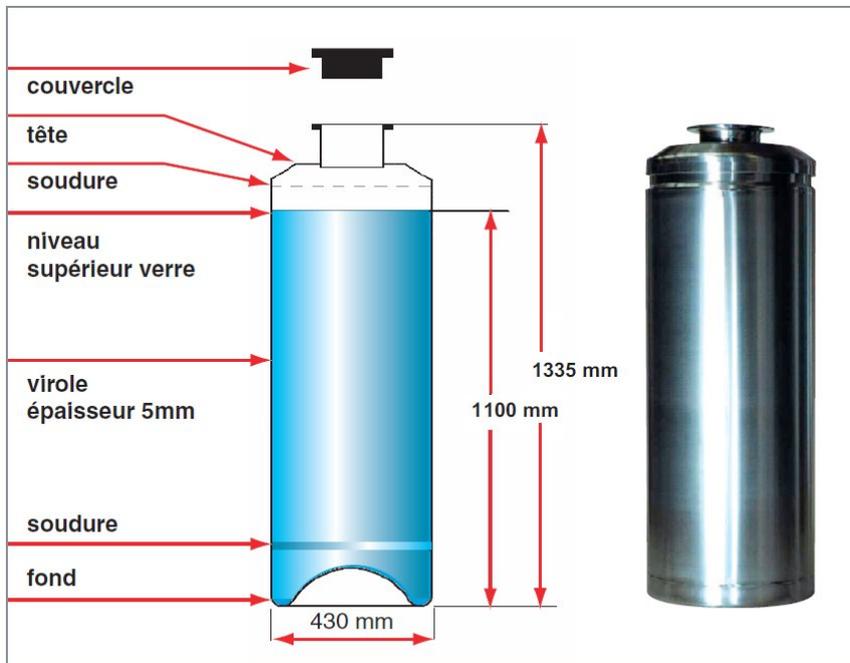
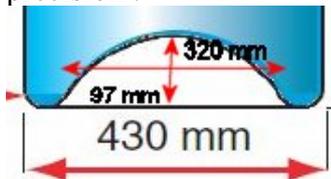


Fig. 23. Le conteneur standard de verre CSDV.

Le colis de verre y est parfaitement décrit. Seule la calotte de sphère de la partie basse prête à précision :



Un calcul de ratio sur l'image donne les valeurs ci-dessus : corde 320 mm, distance corde / sphère 97 mm.

Le rayon est donc de $R = \frac{(320/2)^2 + 97^2}{2 * 97} = 180 \text{ mm}$

L'aire de la calotte est de $1097,04 \text{ cm}^2$

Or on trouve dans le document β la conférence « journées USTV GDR verres les 8 et 9 décembre 2011 » d'Etienne Vernaz, les quantités et volumes, page 13 :

Le colis de déchets vitrifiés



énergie nucléaire - énergie alternatives

Données pour 1 conteneur

Puissance thermique ~ 2 kw

Activité moyenne $\beta\gamma$: 16 000 TBq

(au moment de la coulée)

Activité moyenne α : 230 TBq

Contamination surfacique < 4Bq. cm⁻²

Déchet C

* Spécifications approuvées internationalement



Volume de verre »
150 litres

Poids net de verre
» 400 kg

Hauteur 1,3 m

Diamètre 0,43 m

Entreposé en
puits ventilé

En moyenne 0,7
conteneur par t U

On y trouve volume et poids du verre.

Résultat n° 1 : densité du verre nucléaire de la page 13: 400 kg / 150 l = 2,66

Le diamètre du colis étant de 430 mm, l'épaisseur de la virole étant de 5 mm, on a

Résultat n° 2 : rayon du cylindre de verre contenu dans les colis : 210 mm

On peut maintenant calculer la surface du cylindre de verre contenu dans le colis en m²

Côté du cylindre : $2 \pi * 0,21 * 1,1 = 1,4514 \text{ m}^2$

Section supérieure : $\pi * 0,21^2 = 0,1385 \text{ m}^2$

Couronne inférieure (sans la calotte sphérique) : $0,1385 - \pi * 0,16^2 = 0,0581 \text{ m}^2$

Total $1,4512 + 0,1385 + 0,0581 + 0,1097$ (calotte) = $1,7575 \text{ m}^2$

Résultat n° 3 : aire du cylindre de verre contenu dans les colis : 1,7575 m²

2°) Document de référence δ du CEA « Le conditionnement des déchets nucléaires », chapitre « Le comportement à long terme des verres » commençant page 51 et signé :

**Stéphane GIN, Isabelle RIBET,
Sylvain PEUGET et Jean-Marc DELAYE,**
*Département d'Études du traitement
et du conditionnement des déchets*

Je retiendrai le paragraphe introductif :

«

Dans l'hypothèse d'un stockage géologique profond de colis de déchets vitrifiés, l'eau souterraine arrivera tôt ou tard au contact du verre, après corrosion des conteneurs et surconteneurs. L'altération par l'eau de la matrice vitreuse est le principal facteur pouvant conduire au relâchement de radionucléides dans le milieu naturel. Cependant, le colis de verre

hautement radioactif s'irradie lui-même, et irradie le milieu environnant. L'altération du verre radioactif par l'eau dépend de cette irradiation, au moins de deux façons : le verre radioactif irradie l'eau souterraine en son voisinage et crée par **radiolyse*** des composés chimiques potentiellement agressifs ; Par ailleurs, la modification du réseau vitreux induite par l'auto-irradiation peut, a priori, rendre ce dernier plus vulnérable vis-à-vis de l'altération par l'eau. Comme on le verra ci-dessous, ces deux effets sont heureusement faibles.

»

On met en exergue :

Extrait n° 1 : « Dans l'hypothèse d'un stockage géologique profond de colis de déchets vitrifiés, l'eau souterraine arrivera tôt ou tard au contact du verre, après corrosion des conteneurs et surconteneurs. L'altération par l'eau de la matrice vitreuse est le principal facteur pouvant conduire au relâchement de radionucléides dans le milieu naturel »

On trouve enfin, page 57, la conclusion de l'étude de l'altération par l'eau, avec tous les aléas des procédures de simulation :

«

La comparaison des différents domaines de composition étudiés fait ressortir les points suivants :

- les valeurs des vitesses initiales sont du même ordre de grandeur pour tous les verres, non seulement à l'intérieur d'un domaine de composition, mais également pour l'ensemble des verres. Elles sont de l'ordre du μm par jour, soit de quelques $\text{g}\cdot\text{m}^{-2}\cdot\text{j}^{-1}$ à 100°C et $\text{pH } 7$ (fig. 51), et augmentent avec la température et le pH ;
- en revanche, les valeurs de vitesse à long terme sont très dépendantes de la composition : certains verres ne présentent pratiquement pas de chute de vitesse, alors que d'autres, riches en Ca , Ti et Zr , présentent une vitesse d'altération à long terme nulle ou quasi-nulle (fig. 52).

Ce sont ces valeurs de vitesses d'altération (initiale et résiduelle), associées à des valeurs de taux de fracturation des colis de verre, qui permettent de **calculer des durées de vie des conteneurs de verre en situation de stockage**. Ainsi, pour l'ensemble des verres R7T7 du domaine de composition spécifié, les modèles opérationnels prévoient une **durée de vie (temps nécessaire pour altérer complètement la matrice vitreuse) de l'ordre de 300 000 ans**, ce qui **garantit des doses relâchées à l'exutoire du stockage bien en dessous des normes édictées par les autorités de sûreté**.

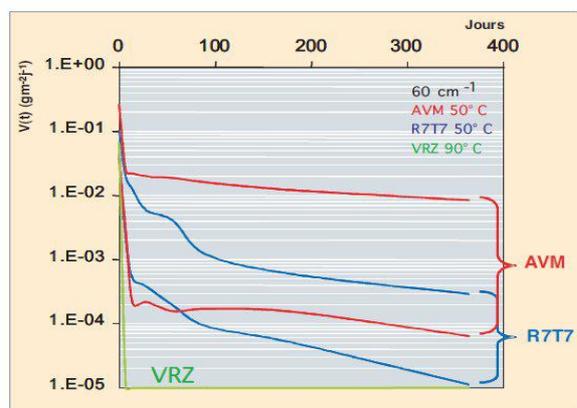


Fig. 52. Vitesses mesurées lors de l'altération des verres des plans d'expérience R7T7, AVM à 50°C et VRZ à 90°C pour un rapport Surface de verre / Volume de solution de 60 cm^{-1} . Les courbes présentées enveloppent les courbes expérimentales recueillies pour les 25 verres de chaque domaine de composition. La vitesse résiduelle dépend beaucoup de la composition du verre.

D'autre part, il est maintenant possible d'interpréter le rôle des éléments majeurs : ainsi, une teneur élevée en silicium est favorable à toutes les étapes de l'altération ; le calcium augmente la vitesse initiale mais, en s'intégrant dans le gel, favorise la chute de vitesse d'altération, alors que dans les mêmes conditions le magnésium maintient des vitesses élevées en favorisant la précipitation de phases secondaires ; le zirconium diminue la vitesse initiale mais ralentit ensuite la recondensation du gel, et l'aluminium participe à la précipitation rapide de zéolites. **Quand sa solubilité est importante à cause d'un pH élevé (ce qui peut être dû à la teneur du verre en alcalins) et quand le rapport Al/Si est élevé, la formation de ces zéolites contribue à la déstabilisation du gel, ce qui induit des vitesses d'altération élevées.**

»

On met en exergue :

Extrait n° 2 : « Ainsi, pour l'ensemble des verres R7T7 du domaine de composition spécifié, les modèles opérationnels prévoient une durée de vie (temps nécessaire pour altérer complètement la matrice vitreuse) de l'ordre de 300 000 ans »

Extrait n° 3 : « ... ce qui garantit des doses relâchées à l'exutoire du stockage bien en dessous des normes édictées par les autorités de sûreté. »

Étant donné le résultat n°2 et l'extrait 2 « **durée de vie (temps nécessaire pour altérer complètement la matrice vitreuse) de l'ordre de 300 000 ans** », il faut donc 300000 ans pour altérer complètement les 210 mm du cylindre de verre jusqu'à son cœur, on en déduit que la vitesse moyenne d'altération est de $0,21 / 300\ 000 = 0,7$ microns (μm) par an.

Résultat n° 4 : vitesse moyenne d'altération du verre, si l'on s'appuie sur les modèles utilisés dans cette étude de référence : 0,7 microns par an

On trouve ensuite dans le document **β**, la conférence « journées USTV GDR verres les 8 et 9 décembre 2011 » d'Etienne Vernaz, le bilan des ateliers de vitrification fin 2010 :

Bilan des Ateliers de Vitrification français



	Fin 2010		
	MARCOULE	LA HAGUE	
	UP1 - AVM	UP2 - R7	UP3 - T7
date de mise en service	1978	1989	1992
volume de solution ajustée (m ³)	2 685	8 571	6 263
masse de verre produit (t)	1 133	3 324	2 888
nombre de conteneurs produits	3 146	8 383	7 262
activité $\beta \gamma$ vitrifiée (10 ⁶ TBq)	17	127	116

Soit au total :

- ✓ 18 791 conteneurs
- ✓ 7 345 tonnes de verre (2670 m³)
- ✓ 243 10⁶ TBq (6,6 10⁹ Ci)

Résultat n° 5 : densité du verre nucléaire de la page 15 : $7345 / 2670 = 2,75$

On voit qu'il y a *incohérence* entre le résultat n° 1 (densité 2,66) et ce résultat n° 5 (densité 2,75), et ce dans le même document. Peut-être s'agit-il, pour le résultat n°1 de la densité actuelle des verres, et pour le résultat n°5 d'une moyenne depuis 1978. Cela semble étrange !

Résultat n° 6 : la densité du verre nucléaire produit en théorie est plus faible que la densité moyenne des verres produits depuis 1978.

On déduit aussi, en utilisant le résultat n°3 que l'aire totale du verre produit fin 2010 est de :

$$18791 \text{ conteneurs} * 1,7575 \text{ m}^2 = 33025 \text{ m}^2$$

Résultat n° 7 : aire totale du verre produit jusqu'à fin 2010 : 33025 m^2

En combinant les résultats n°4 et 7 et en se basant sur l'extrait n°1, on peut calculer le volume de verre altéré annuellement :

$$33025 \text{ m}^2 * 0,7 \cdot 10^{-6} = 0,0231175 \text{ m}^3 = 23,12 \text{ dm}^3$$

En utilisant le résultat n°1 pour minimiser la densité, on trouve

$$23,12 \text{ dm}^3 * 2,66 = 61,5 \text{ kg}$$

Résultat n° 8 : « après corrosion des conteneurs et sur conteneurs » (extrait 1), la masse totale du verre altéré annuellement sera de : $61,5 \text{ kg}$

Dans le document de référence δ du CEA « Le conditionnement des déchets nucléaires », article « le colis de verre et les procédés d'élaboration », on trouve page 28 :

du verre fondu, ce qui facilite son élaboration. Le taux d'incorporation d'oxydes de produits de fission est aujourd'hui borné à 18,5% (tableau 2).

Tableau 2.

Domaine de composition chimique des verres R7T7 produits dans les ateliers industriels par AREVA - La Hague			
Oxydes	Intervalle spécifié pour l'industriel (% massique)		Composition moyenne des verres industriels (% massique)
	min	max	
SiO ₂	42,4	51,7	45,6
B ₂ O ₃	12,4	16,5	14,1
Al ₂ O ₃	3,6	6,6	4,7
Na ₂ O	8,1	11,0	9,9
CaO	3,5	4,8	4,0
Fe ₂ O ₃		< 4,5	1,1
NiO		< 0,5	0,1
Cr ₂ O ₃		< 0,6	0,1
P ₂ O ₅		< 1,0	0,2
Li ₂ O	1,6	2,4	2,0
ZnO	2,2	2,8	2,5
Oxydes (PF+Zr+ actinides) + Suspension de fines	7,5	18,5	17,0
Oxydes d'actinides			0,6
SiO ₂ +B ₂ O ₃ +Al ₂ O ₃	> 60		64,4

On voit que le taux d'incorporation des PF dans verres industriels est de 17 %

Résultat n° 9 : taux d'incorporation des PF dans les verres industriels : 17%

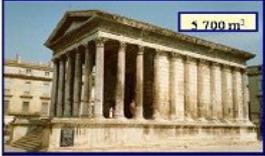
En combinant les résultats 8 et 9, on obtient :

Résultat n° 10 : « après corrosion des conteneurs et sur conteneurs » (extrait 1), la masse totale ANNUELLE des PF relâchés dans l'environnement sera de : 10,45 kg

Par ailleurs, on trouve dans le document γ , la conférence « Le verre de l'antiquité à nos jours » d'Etienne Vernaz, page 53 :

Déchet Haute Activité à Vie Longue (HAVL)

 • Produits de fission issus du retraitement
• ~ 1% du volume total des déchets radioactifs
• >97% de la radioactivité
• ~ 3600 m³ en 2020
• Vitrififiés



Stockage géologique
prévu à l'horizon 2025,
dans le cadre de la loi de juin 2006

Visiatome Fête de la Science 2011 : Le verre de l'antiquité à nos jours 53

On voit que, selon Monsieur Vernaz, la production de verre en 2020 sera de 3600 m³, soit une augmentation de 34,8 % par rapport aux 2670 m³ de fin 2010.

D'où :

Résultat n° 11 : « après corrosion des conteneurs et sur conteneurs » (extrait 1), la masse totale des PF relâchés ANNUELLEMENT dans l'environnement serait, en utilisant la quantité de colis susceptible d'être présents en 2020, de : 14,09 kg

Il serait bien sûr possible de majorer ces valeurs en utilisant les hypothèses du document ANDRA :

**Les déchets radioactifs :
prévisions pour la période 2011-2030**
http://www.andra.fr/inventaire2012/03_pdf_inventaire/4-2-Previsions_pour_les_dechets_a_venir.pdf

ANNEXE 4 : tableau combustible usé MOX

Centrale / réacteur	Puissance nette (MWe)	MOX (0 ou 1)	Date autorisation MOX	Combustible usagé MOX	
				Formule : Puissance nette (Gwe) *20 t * 30 % * jusqu'à fin 2010 * (2011 - date autor.)	annuelle * 1
BELLEVILLE-1	1 310	0			
BELLEVILLE-2	1 310	0			
BLAYAIS-1	910	1	1998	70,98	5,46
BLAYAIS-2	910	1	1995	87,36	5,46
BLAYAIS-3	910	0			
BLAYAIS-4	910	0			
BUGEY-2	910	0			
BUGEY-3	910	0			
BUGEY-4	880	0			
BUGEY-5	880	0			
CATTENOM-1	1 300	0			
CATTENOM-2	1 300	0			
CATTENOM-3	1 300	0			
CATTENOM-4	1 300	0			
CHINON-B-1	905	1	1999	65,16	5,43
CHINON-B-2	905	1	1999	65,16	5,43
CHINON-B-3	905	1	1999	65,16	5,43
CHINON-B-4	905	1	1999	65,16	5,43
CHOOZ-B-1	1 500	0			
CHOOZ-B-2	1 500	0			
CIVAUX-1	1 495	0			
CIVAUX-2	1 495	0			
CRUAS-1	915	0			
CRUAS-2	915	0			
CRUAS-3	915	0			
CRUAS-4	915	0			
DAMPIERRE-1	890	1	1998	69,42	5,34
DAMPIERRE-2	890	1	1998	69,42	5,34
DAMPIERRE-3	890	1	1998	69,42	5,34
DAMPIERRE-4	890	1	1998	69,42	5,34
FESSENHEI M-1	880	0			
FESSENHEI M-2	880	0			
FLAMANVILLE-1	1 330	0			
FLAMANVILLE-2	1 330	0			
GOLFECH-1	1 310	0			
GOLFECH-2	1 310	0			
GRAVELINES-1	910	1	1981	163,8	5,46
GRAVELINES-2	910	1	1981	163,8	5,46
GRAVELINES	910	1	1981	163,8	5,46

-3					
GRAVELINES	910	1	1982	158,34	5,46
-4					
GRAVELINES	910	1	2008	16,38	5,46
-5					
GRAVELINES	910	1	2008	16,38	5,46
-6					
NOGENT-1	1 310	0			
NOGENT-2	1 310	0			
PALUEL-1	1 330	0			
PALUEL-2	1 330	0			
PALUEL-3	1 330	0			
PALUEL-4	1 330	0			
PENLY-1	1 330	0			
PENLY-2	1 330	0			
ST. ALBAN-1	1 335	0			
ST. ALBAN-2	1 335	0			
ST. LAURENT-B- 1	915	1	1988	126,27	5,49
ST. LAURENT-B- 2	915	1	1989	120,78	5,49
TRICASTIN-1	915	1	1981	164,7	5,49
TRICASTIN-2	915	1	1981	164,7	5,49
TRICASTIN-3	915	1	1981	164,7	5,49
TRICASTIN-4	915	1	1981	164,7	5,49
Total en MégaWatts :	63 130				
			Total :	2285,01	119,7

ANNEXE 5 : échange de courriels avec l'ASN concernant le MOX

Le 21/08/2013 18:05, FREMAUX Bertrand a écrit :

Monsieur bonjour,

Votre message ci-dessous a retenu toute notre attention.

Le site internet de ASN comporte en effet quelques erreurs concernant les réacteurs exploités par EDF qui sont autorisés à utiliser du combustible MOX. Les corrections seront apportées dans les meilleurs délais.

Sur le fond, la situation du parc électronucléaire français est la suivante :

- 28 réacteurs appartenant au "palier technique CPY" (la totalité des réacteurs de puissance 900 MWe existant en France, excepté les 2 réacteurs du Centre Nucléaire de Production d'Electricité (CNPE) de Fessenheim et les 4 réacteurs du CNPE de Bugey du palier dit "CP0") peuvent potentiellement utiliser du combustible MOX ;
- 24 des réacteurs précédemment cités sont autorisés à utiliser ce combustible. Les réacteurs 5 et 6 du CNPE de Gravelines ont été autorisés par décret du 2 novembre 2007 ci-joint. Les 4 réacteurs du CNPE de Cruas ne sont pas autorisés ;
- 22 de ces réacteurs utilisent actuellement du combustible MOX (les réacteurs 3 et 4 du CNPE de Blayais, récemment autorisés n'en utilisent pas pour l'instant) ;
- le cœur de ces réacteurs comprend 157 assemblages. Chaque année, 40 de ces assemblages sont remplacés à l'occasion de chaque arrêt pour rechargement. Pour une recharge "classique", le nombre d'assemblage MOX est de 12 sur 40. La proportion d'assemblage MOX est donc de l'ordre de 30 %.

En espérant avoir répondu à vos interrogations,

Cordialement

Bertrand FRÉMAUX

Autorité de Sûreté Nucléaire ;

Chef du pôle REP et adjoint au chef de la division de Bordeaux.

De : Gilbert Tallent [mailto:gilbert.tallent@wanadoo.fr]

Envoyé : jeudi 8 août 2013 12:30

À : ASN Bordeaux; ASN Marseille

Objet : autorisation MOX

Bonjour,

A la recherche des réacteurs français fonctionnant au MOX, j'ai fait *le tour de votre site* en balayant toutes les centrales de France. Pour chacune d'entre elles figure un tableau avec l'autorisation et sa date pour chaque réacteur.

J'en ai trouvé 20 :

- Le Blayais 1 et 2
- Chinon 1, 2, 3 et 4
- Dampierre 1,2,3 et 4
- Gravelines 1,2,3 et 4

- Saint Laurent 1 et 2
- Tricastin 1,2,3 et 4

Cela correspond à votre page d'information sur le MOX :

<http://www.asn.fr/index.php/S-informer/Dossiers/La-surete-du-cycle-du-combustible/Le-combustible/Le-combustible-MOX>

Or quand on ouvre votre lexique concernant le MOX, on trouve :

" **MOX**

Combustible nucléaire mixte à base d'oxyde d'[uranium](#) appauvri et d'oxyde de [plutonium](#) issu du [retraitement](#). La première charge a été opérée en novembre 1987 dans le réacteur B1 de Saint-Laurent-des-Eaux. *Actuellement 28 réacteurs d'EDF sont autorisés à utiliser ce combustible.*

"

De plus, on trouve, en cherchant sur la toile :

http://www.lemonde.fr/planete/article/2013/05/30/le-mox-autorise-dans-deux-nouveaux-reacteurs-de-la-centrale-de-blaysis_3420681_3244.html

Les réacteurs 3 et 4 du Blayais sont autorisés à utiliser du MOX depuis le 30 mai 2013.

Cela contredit votre tableau du Blayais :

<http://www.asn.fr/index.php/L-ASN-en-region/Division-de-Bordeaux/Centrales-nucleaires/Centrale-nucleaire-du-Blaysis>

► Principales étapes réglementaires

	Tranche 1	Tranche 2	Tranche 3	Tranche 4
Décret d'utilité publique	29/12/1975			
Décret de création	14/06/1976		05/02/1980	
Date de 1ère divergence	20/05/1981	27/06/1982	29/07/1983	01/05/1983
Autorisation d'utiliser le MOX	02/09/1997	25/05/1994	Néant	Néant
Arrêté de rejets d'effluents liquides et gazeux	18/09/2003			
Mise en service	29/05/1986			

Or, même en ajoutant ces deux réacteurs, on n'arrive qu'à 22 !

Pourriez-vous, s'il vous plaît, mettre votre site à jour ?

Il me semble extraordinaire qu'on n'ait pas une carte claire et précise des réacteurs français sur le site de l'Autorité de Sécurité Nucléaire !

Combien y-a-t-il exactement de réacteurs fonctionnant au MOX ?

Quelle est la proportion de MOX utilisée dans ces réacteurs ?

Merci de votre réponse rapide.

Cordialement,
Gilbert Tallent

**ANNEXE 6 : échange de courriels avec l'AIEA concernant le nombre de colis produits par
l'usine d'AREVA la Hague**

Le 09/08/2013 15:15, A.Giannakopoulos@iaea.org a écrit :

Dear Gilbert Tallent,

Thank you for your email.

This paper (number 33, Session 5) is part of the following publication:

Proceedings of a Symposium held in Taejon, Republic of Korea, 30 August-3 September 1999, organized by the International Atomic Energy Agency in co-operation with the International Union of Producers and Distributors of Electrical Energy, the Nuclear Energy Institute and the OECD Nuclear Energy Agency. More here: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/csp_006c/Start.pdf

Hope this helps.

With my best regards,

Mr Thanos GIANNAKOPOULOS | Communications Specialist/Research Librarian | INLN Coordinator | Nuclear Information Section | Office of the Deputy Director General | Department of Nuclear Energy | International Atomic Energy Agency | Vienna International Centre, PO Box 100, 1400 Vienna, Austria | Email: A.Giannakopoulos@iaea.org | T: (+43-1) 2600-22628 | F: (+43-1) 2600-00000 | Follow us on www.iaea.org

-----Original Message-----

From: DOBIE-SARSAM, Elizabeth
Sent: Friday, 09 August 2013 13:57
To: IAEA Library - Contact Point
Cc: Info - General IAEA enquiries
Subject: FW: date of document

Dear Library Colleagues,
Could someone assist this person, perhaps?
Best regards,
Elizabeth

Elizabeth DOBIE-SARSAM | Public Information Assistant Media and Outreach Section | Division of Public Information Ext. 21273, Mob. 0699 165 21273 www.iaea.org

-----Original Message-----

From: gilbert.tallent@wanadoo.fr [mailto:gilbert.tallent@wanadoo.fr]
Sent: Thursday, 08 August 2013 13:53
To: Info - General IAEA enquiries
Subject: date of document

Hello,

I've found this document from your site :
http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/csp_006c/PDF-Files/paper-33.pdf

This document refers to dates until the writing date of the document,

which is nowhere ... in the document.
Can you give me this writing date ?
Regards,

Gilbert Tallent

This email message is intended only for the use of the named recipient. Information contained in this email message and its attachments may be privileged, confidential and protected from disclosure. If you are not the intended recipient, please do not read, copy, use or disclose this communication to others. Also please notify the sender by replying to this message and then delete it from your system.

ANNEXE 7 : demandes de précisions par courriels à Monsieur Vernaz n'ayant obtenu aucune réponse.

Le 11/08/2013 09:58, Gilbert Tallent a écrit :

Bonjour, Monsieur Vernaz,

bien que retraité, j'ai également très peu de temps libre, aussi j'ai mis beaucoup de temps à accuser réception de votre réponse, qui était, pour moi, un peu inespérée.

Tout d'abord, je vous en remercie vivement.

Je me réserve, bien sûr, le temps d'une réponse circonstanciée, et point par point, aux nouveaux éléments que vous m'apportez. "Tout est transparent et cohérent", dites vous. J'ai donc commencé à creuser un peu, en usant de vos chiffres et informations, et je continue à me poser des questions.

Pour me permettre de lever tout doute, pouvez-vous me donner encore une information complémentaire, que j'ai cherchée partout sans la trouver.

Voilà, il me faudrait connaître, tout d'abord, la capacité de production exacte, à plein rendement, aujourd'hui, en nombre de colis par exemple, des ateliers R7 et T7. Le tableau que vous donnez, page 15 de votre document "Journées USTV-GDR Verres les 8 et 9 décembre 2011", sont des chiffres globaux depuis 1989 et 1992, et l'on peut penser que la production, à plein rendement, a évolué dans le temps.

J'ai trouvé un document de l'AIEA de 1999 qui parle de 600 colis par an pour R7 et T7, et la moyenne de votre tableau est très supérieure.

Il me faudrait connaître également la capacité de production de l'atelier "creuset froid", actuelle et à venir, qui a produit son premier colis en avril 2010, et sur lequel on ne trouve aucune information depuis.

La réponse à ces deux questions ne vous coûtera que le temps de me répondre, et pourra me rassurer.

Je vous en remercie d'avance.

Bien cordialement,

Gilbert Tallent

Le 20/08/2013 09:21, VERNAZ Etienne a écrit :

Votre message

À : VERNAZ Etienne

Objet : Re: lettre ouverte

Envoyé : dimanche 11 août 2013 09:58:44 (UTC+01:00) Bruxelles, Copenhague, Madrid, Paris

a été lu le mardi 20 août 2013 09:20:58 (UTC+01:00) Bruxelles, Copenhague, Madrid, Paris.

Final-recipient: RFC822; etienne.vernaz@cea.fr

Disposition: automatic-action/MDN-sent-automatically; displayed

X-MSExch-Correlation-Key: oBOghfosL00vCQ5tDNY0Vw==

X-Display-Name: VERNAZ Etienne

Le 10/09/2013 18:32, Gilbert Tallent a écrit :

Rebonjour, Monsieur Vernaz,

vous avez accusé réception *le 20 août dernier* du message ci-dessous datant du 11 août ,
soit il y a maintenant plus de 3 semaines.

Il semble que vous ne désiriez pas me donner les informations demandées, à savoir les
capacités de production de R7, T7 et du "creuset froid".

Pourtant, il ne devrait pas vous être difficile de m'apporter cette information, qui,
comme je le disais dans le message ci-dessous, ne vous aurait coûté que le temps de
cliquer sur "répondre au message".

J'en déduis que vous ne désirez pas être transparent sur ce sujet ...

J'en tiendrai compte dans ma réponse.

Bien cordialement,

Gilbert Tallent

P.S. : je suis surpris car mes courriels envoyés à l'ASN et l'AIEA ont eu, eux, le bonheur
d'une réponse circonstanciée et précise quasiment le jour même.

Le 11/09/2013 08:57, VERNAZ Etienne a écrit :

Votre message

À : VERNAZ Etienne

Objet : Re: lettre ouverte

Envoyé : mardi 10 septembre 2013 18:32:27 (UTC+01:00) Bruxelles, Copenhague, Madrid, Paris

a été lu le mercredi 11 septembre 2013 08:56:41 (UTC+01:00) Bruxelles, Copenhague, Madrid, Paris.

Final-recipient: RFC822; etienne.vernaz@cea.fr

Disposition: automatic-action/MDN-sent-automatically; displayed

X-MSEch-Correlation-Key: txtKQ7IVLk6J8WCxr6yw4w==

X-Display-Name: VERNAZ Etienne