

図1—茨城県守谷市内を流れる人工河川の堆積物表面(5cm)中に含まれる放射性セシウム($^{134+137}\text{Cs}$)に対する ^{40}K の濃度の間に相関は認められない($r=-0.022, p<0.05$)。 ^{40}K のガンマ線は1.46 MeVとやや高めエネルギーなので、ガンマ線の検出効率が低い。そのため、放射性セシウムの測定領域(0.6 MeV近傍)と比較して必然的に統計誤差も大きくなる。

て放射性セシウムを移動させている。沈着後にこのような移動がなければ、それぞれの半減期に則って徐々に放射能は減衰していくのだが、実際には雨樋や排水溝で放射能が上昇することがあるのは、放射性セシウムの移動が原因である。しかし、裏を返せば、放射性セシウムを含む土壌が流れ去った場所では、崩壊よりも速い速度で線量が低下することになる。

このように放射性セシウムは土壌表面に局在しているため、その土壌がどこに移動するのかによって、今後の線量の推移に大きく寄与してくることになる。その一方で、天然核種は母岩が変わらない限り大きく値が変わることはない。ここで測定例を一つ挙げてみよう。私が測定対象にしている茨城県守谷市内の人工河川の土壌(堆積物)中に含まれる $^{134+137}\text{Cs}$ と ^{40}K の関係を図1に示す。雨水を効率よく集める守谷市内の人工河川では、沈着した放射性セシウムを含む土壌粒子を集積させてしまうため、堆積物が溜まる場所では事故から2年以上が経過しても、放射性セシウムとして2万Bq/kgを超えるような高い放射能が検出される。しかし、その一方で ^{40}K は土壌表面だけに存在しているわけではないので、たとえ表面の土が流れ去っても(あるいは車積しても)放射性セシウムの濃度に関係なく、どこでも200~600 Bq/kgは検出される。

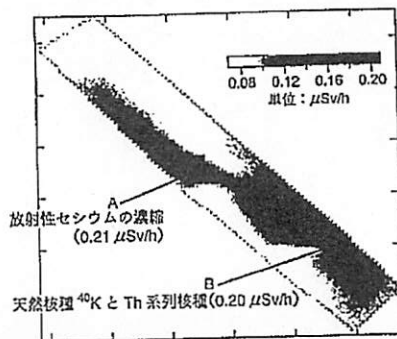


図2—ある数地内の空間線量率のマップ(測定は2インチNaIシンチレーションカウンタ、測定高さは5cm) A地点、B地点の2カ所が周辺よりも線量率が高いスポットが見つかった。

図1の例のように ^{40}K に対して放射性セシウムが何倍も存在するような卓越した環境であることがわかっていれば、空間線量計に示される値の多くが放射性セシウム由来と判定することができる。しかし、先に述べたように、もともと放射性セシウムの沈着量が少なかったり(これには土壌表面が窪み認されることによって、放射性セシウムそのものが移動した例も含む)、時間の経過とともに放射能が減衰してきたことによって、放射性セシウムと天然核種が拮抗する場合がある。このような状況下では、空間線量率だけをもって放射性セシウムの移動を評価することはできない。

ガンマ線スペクトルによる判定

その具体的な例として、都内のある敷地内で測定した例を挙げたい(図3)。2インチのNaIシンチレーションカウンタを用いて、高さ5cmで敷地内を細かく測定し、空間線量率をマッピングしたものである。ほとんどの地点で0.08 μSv/h程度のバックグラウンドであるが、周辺よりも線量が相対的に高い地点が2カ所見つかった。ここで、図2上部のスポット(A地点)は0.21 μSv/hで、下部のスポット(B地点)は0.20 μSv/hを示し、数値上では両者に大きな違いはない。しかし、両地

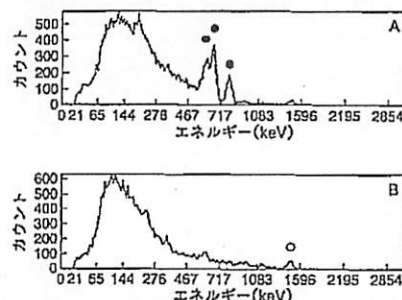


図3—敷地内のスポットで測定したガンマ線スペクトル(A地点とB地点は図2に対応) ●は ^{134}Cs と ^{137}Cs の崩壊時に放射する代表的なガンマ線、○は ^{40}K が放射するガンマ線である。

点でガンマ線スペクトルを測定すると、前者は放射性セシウムに、後者は天然核種(おもに ^{40}K)が卓越していることがわかった(図3)。

このように、天然核種と放射性セシウムの放射能が拮抗するような場所では、空間線量率だけで、その場の放射性セシウムによる汚染を評価することはできない。このことはガンマ線スペクトルを測定することでしか判定ができない苦しい事情もあるが、ある程度予想をつけることも可能である。ここで挙げた例では、図2,3にあるB地点は、植栽とタイルを仕切るために石材が使われていた。この石材が周辺との線量率の差違の原因であった。そのため、A地点はともかく、B地点周辺の土を採取して覆土してもその場の線量が下がることはない。このような差違の原因は石材(建築材)であることが多いので、放射性セシウムの沈着量が比較的少ない地域において、空間線量計で石材周辺を測るときには注意が必要である。

*4—後にTh系列の核種の寄与も大きいことを確認した。

原発適合性審査に「クロスチェック解析」の実施を

原発規制庁審議ウォッチグループ

昨年7月以来、再稼働に向けて各電力会社が提出した設置変更許可申請書に対して、原子力規制委員会が新規制基準適合性の安全審査を進めている。その審査における「重大事故等対策の有効性評価」の中での過酷事故の解析結果に関して、規制委員会は、従来実施されていた「クロスチェック解析」という審査手法を取り入れない懸念がある。安全審査における「クロスチェック解析」とは、設置(変更)許可申請書に記載の事故解析に関して、申請者が用いた解析コードとは別の解析コードを用いて規制者が自ら事故解析を行うことをいう。その結果を申請者の解析結果と併し照合することにより、申請者の解析結果の妥当性を検証することが可能となる。

福島原発事故以前の安全審査では原子力安全・保安院および原子力安全委員会はともに「クロスチェック解析」を実施していた。今回、過酷事故というきわめて複雑な現象の解析結果を初めて審査することになったが、そのためには、この「クロスチェック解析」による評価は不可欠である。以下にこの問題点についての要点を報告する。

福島事故以前は定着していた

福島事故以前の安全審査での「クロスチェック解析」の実績については、笠井亮衆議院議員(産党)による規制委員会への資料要求に対し、その事務局の原子力規制庁が提出した資料¹⁾によると、原子力安全・保安院(1※※※)は1988年以降の審査案件21件、原子力安全委員会(2※※※)は1994年以降10件について実施していることがわかった。このことから、「クロスチェック解析」は原子力安全・保安院と原子力安全委員会による安全

表一 原子力安全・保安院と原子力安全委員会による原発安全審査での「クロスチェック解析」の実施例
原子力規制庁の調査資料から2000年以降を抜粋。

資源エネルギー庁/原子力安全・保安院(一次審査)			原子力安全委員会(二次審査)		
審査件名 ・電力会社名 ・発電所 ・号機 ・(新/増設案件)	審査時期 (設置(変更)許可時期)	事象	使用が確認された クロスチェック解析 コード	事象	本クロスチェック 解析コード
日本原子力発電 敦賀原子力発電所 1号機 (9x9燃料の採用)	申請 1999年2月12日 許可 2000年10月31日	【大破断LOCA(再 循環設備破断)】	RELAP4 MOXY	不明	不明
北海道電力 泊熱発電所 3号機 (増設)	申請 2000年11月15日 許可 2003年7月2日	【出力運転中の制 御棒の異常な引き 抜き】	RELAP5 COBRA-IV-1 TOODEE2	【原子炉冷却材喪 失】(大破断LOCA 解析)	WREM RELAP4 CONTEMP-LT TOODEE2 REFLA-1DS REFLA-EM
				【仮想事故時の被 ばく評価】	EEDCCQ
四国電力 伊方発電所 1, 2, 3号機 (高燃度燃料の採用)	申請 2002年4月3日 許可 2003年8月13日	【出力運転中の制 御棒の異常な引き 抜き】 燃料の健全性評価	RELAP5 COBRA-IV-1 TOODEE2 FEMAXI	【制御棒飛び出し】	EUREKA
中部電力 島根原子力発電所 3号機	申請 2000年10月4日 許可 2005年4月26日	【原子炉冷却材流 量の部分喪失】 【負荷の喪失】	RELAP5 RELAP5	【外部電源喪失】	RELAP5
電源開発 大間原子力発電所 (新設)	申請 2004年3月18日 許可 2008年4月23日	【制御棒落下事故 (全MOX)】 LOCA時被ばく線 量 【制御棒落下事故 (部分MOX)】 炉心安定性(全 MOX)	EUREKA EEDCCQ EUREKA TRAC-BF/ SKETCH-INS	【負荷の喪失】(発 電機負荷喪失ター ビンバイパス弁不 作動)	RELAP5
東京電力 東海原子力発電所 1号機 (新設)	申請 2005年9月29日 許可 2010年12月24日	【給水加熱喪失】	RELAP5	未実施	未実施
日本原子力発電 敦賀発電所 3, 4号機 (増設)	申請 2004年3月30日 許可	【出力運転中の制 御棒の異常な引き 抜き】 【原子炉冷却材喪 失】 【蒸気発生器伝熱 管破損】	RELAP5 COBRA-IV-1 TOODEE2 RELAP4 REFLA-1DS REFLA-EM CONTEMP-LT TOODEE2 RELAP5 COBRA-IV-1 TOODEE2	未実施	未実施

審査において定着していたことが明らかである。

表は、規制庁資料から2000年以降の分を抜粋したものである。「クロスチェック解析」が行われた審査件名、審査時期、解析事象およびクロスチェック解析コード名が掲載されている。この表も含め1988年以降の実施実績から次のことがいえる。

①クロスチェック評価を行った解析ケースは、

審査案件ごとに、申請者の解析ケースの中から1ケース~4ケースを抜き取って行われている。

②着目する解析事象は、炉心の反応度変化による核熱特性(制御棒の異常な引き抜き、制御棒落下事故、炉心安定性など)、炉心の冷却能力変化に伴う熱流動特性(原子炉冷却材喪失、負荷の喪失、蒸気発生器伝熱管破損など)、敷地境界での被ばく線量評価

など、さまざまな技術的視点から選ばれている。

ただし、福島事故以前の安全審査においては、炉心の著しい損傷や原子炉格納容器の損傷を生じるといった過酷事故は、規制対象にされていなかったため、「クロスチェック解析」の実績はない。

過酷事故に関する「クロスチェック解析」の必要性

新規制基準適合性審査では、「炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価」において、過酷事故に関する申請者の解析結果の妥当性を厳正に審査することがとりわけ重要である。同基準では想定すべき過酷事故シーケンスグループが定められている。これらのグループは、原子炉圧力容器内での燃料被ばく管材のジルコニウム-水反応(水素発生)、炉心の溶融挙動、原子炉格納容器内での溶融燃料-冷却材相互反応(水蒸気爆発)、水素燃焼・爆発、溶融炉心-コンクリート相互作用(コンクリート侵食)など、きわめて複雑、かつ不確かな性質をもつ物理現象の過渡変化である。申請者はこれらを数値解析手法でシミュレーション(仮定)するために、各物理現象に対応してPWRで5種類、BWRで8種類の解析コードを使用している。規制者が申請者の解析結果を調べて、疑問点、不明点について申請者に説明を求めるやり方だけでは、解析結果が妥当であるかどうかについて適正な判断を下すことはおよそ不可能に近い。なぜならば、申請者の解析に入力データの間違いがあったり、解析モデルに間違いや不十分さがあったり、または仮に判断基準を満たすために恣意的な解析がなされていたとしても、申請者に「解析コードで計算するとこの結果になる」と主張されると、それを定量的な根拠をもって妥当でないと評価することは甚だ困難だからである。そこで、規制者が申請者とは独立に、同じ解析機能をもつ別の解析コードによる解析を行い、両者の解析結果を定量的に詳しく照合することが、申請者の解析結果の妥当性を検証する上で実効性のある審査

のやり方であり、前述の通り福島事故以前の安全審査では定着していた。まして過酷事故解析の審査は今回が初めてであるから、「クロスチェック解析」による検証を行うことは必要不可欠である。

このクロスチェック解析の必要性は、規制庁の技術支援機関である原子力安全基盤機構が新規制基準を反映した安全設計の妥当性を評価するために過酷事故に関するクロスチェック解析手法の整備を作業項目の一つとして取り組んでいる事実からも裏付けられる。

「クロスチェック解析」をしない懸念

笠井衆議院議員が規制委員会に「クロスチェック解析」を実施するかどうか照会したところ、規制庁から10月30日付けで「審査の中でクロスチェック解析の要否を判断して参ります」との文書回答があった。その後、12月12日に改めて照会したところ、「その状況は変わっていない」との回答があった。「クロスチェック解析」には相応の作業量と時間を要することから、審査が進んできたこの段階に至っても実施を決めないということは、規制委員会は実施しないことで審査を終結させようとしている懸念がある。もし実施しない場合は、かつての原子力安全・保安院と原子力安全委員会による安全審査よりも厳正さに欠けた手抜き審査という結果になる。規制委員会には新規制基準適合性審査において過酷事故に対する「クロスチェック解析」を行って厳正な審査を行うことを強く求める。

文献

- 1-笠井衆議院議員への原子力規制庁提出資料「審査に使用された解析コード」(2013年11月20日)
- 2-原子力安全基盤機構「安全研究年報(平成24年度)」(2013年8月)pp.7~10
- 3-笠井衆議院議員への原子力規制庁提出資料「原子力発電所の新規制基準適合性審査における「重大事故等対策の有効性評価」に関する質問書」に対する回答(2013年10月31日)