資料

TMI-2号炉事故における放射性物質の放出経路

田 中 貢*

(1980年 8月25日 受 理)

Radioactivity Release Pathways of TMI-2 Accident

By Mitsugu TANAKA

Radioactivity release pathways of the TMI-2 accident are examined with the representative reports of the accident, NSAC-1, the Supplement of NSAC-1, NUREG-0600, the Kemeny Report and the Rogovin Report published in U.S.A. The most probable pathways become clear through the examination.

KEYWORDS: TMI-2 reactor, reactor accidents, radioactive materials, leaks, fission products release, radionuclide migration, environmental exposure pathway

I. はじめに

TMI-2号炉事故発生以来、その重要性に鑑み、米国では政府、議会、原子力規制委員会(NRC)、産業界等により事故調査が行われ、事故の影響を評価し、また事故の原因を明らかにして、現在および将来の原子炉に反映させるべき勧告を検討、実施する努力が続けられている。

ところで、事故の原因と影響を評価するにあたって、事故時の放射性物質の挙動、すなわち放射性物質がいかにして炉心から環境へ放出されたか(放射性物質の放出経路)を調査することは、原子炉の“多重防壁による放射性物質の閉じ込め”という観点からきわめて重要である。

事故発生以来、米国では多数の事故調査報告書が提出されており、したがって放射性物質の放出経路に関しても多数の調査結果が報告されている。そこで筆者は、TMI-2号炉事故に関し米国より報告された事故調査報告書のうち主なもの、すなわち原子力安全解析センター(NSAC)より提出されたNSAC-1⁽¹⁾(1979年7月報告)とそのSupplement⁽²⁾(1979年10月報告)、NRCの検査実施局(I & E)より提出されたNUREG-0600⁽³⁾(1979年8月報告)、カーター大統領の行政命令によって設けられたダートマス大学総長J.G.Kemenyを委員長とする「スリーマイル島事故に関する大統領委員会」報告書(通称ケメニー報告書)のTech. Staff Analysis Report⁽⁴⁾(1979年10月報告)、およびM. Rogovinを長

とするNRCの特別調査グループの報告書⁽⁵⁾(通称ロゴビン報告書; 1980年1月報告)について調査を行い、それらの比較検討を行なった。

II. 放射性物質の放出経路の評価の比較

各報告書に取り上げられている放射性物質の(可能な)放出経路は、報告書によりその項目、あるいは詳細に見ればその内容に差異がある。これは、当然のことながら、運転員等により事故時にその放出経路が直接確認された訳ではなく、事故後に事故時の運転状況および各種データを基にして、可能な放出経路が推定されるためである。また、事故直後に発表された報告書(例えばNSAC-1)と事故約1年後に発表された報告書(例えばロゴビン報告書)では、調査の進捗とあいまって、当然後者が前者の内容を検討した上でその検討結果を導き出すことになるので、必然的に後者の調査結果の確度が前者のそれを上回ることになる。

これまで報告されたすべての放射性物質の(可能な)放出経路と、それらが各報告書でいかに評価されているかを比較して第1表に示す。

なお、放射性物質の環境への放出場所は、気体状の放射性物質についてはスタック、液体状の放射性物質についてはサスケハナ河への排水施設であるが、本報告書では、それらの場所に至るまでの経路について説明する。

(本文p.57へつづく)

* 日本原子力研究所(Japan At. Energy Res. Inst.)

書
告
報

(50)

<p>V1095はいったん閉となるが、3月28日4時15分に冷却材ドレンタンクのラフチャータードが破裂したので、冷却材ドレンタンクの圧力が6psig以下となり、再開する。よって7時15分の4.5psigの圧力スパイクを除外し、7時45分の12psigの圧力スパイクを除けば、5時から7時56分(原子炉建屋隔離解除までは冷却材ドレンタンクの圧力は0~3psigであった)で、その間冷却材ドレンタンクと冷却材プリード・ホールドアップ・タンク間の配管は開放されていた。したがって、冷却材ドレンタンクから冷却材プリード・ホールドアップ・タンクへベントヘッドの経路が塞がられ、後述するようにベントヘッドが漏洩していたとすれば、一つの放射能放出経路となり得る。】</p> <p>(b) 冷却材ドレンタンクより廃ガスベントヘッドへ(p.55第3図参照)通常 WDL-V126、WDL-V127は閉じられているが、3月28日朝、これらの弁は開けられた。したがって、加工器逃し弁からの冷却材の放出により冷却材ドレンタンクが加压された際に、廃ガスベントヘッドも加压された。冷却材ドレンタンクが加压されるに従って、廃ガス系モニタによる気相放射能の測定値もステッピング状に増加したが、冷却材ドレンタンクのラフチャータードが破裂した後はモニタの値も減少し、補助建屋への漏洩が減少したことを示した。これは、冷却材ドレンタンクから補助建屋サンプへの液体の移送</p>	<p>あろう」と述べている。</p> <p>全井が吹いた120 psig からラフチャータードが破れた190 psig の間の12 min 間、水がベントヘッドに入った(原子炉建屋建屋ベントヘッドと補助建屋ベントヘッドはつながっている)。この時にベントヘッドの液体トラップ(WDG-USA等)の内部が損傷し(設計に問題あり。液体トラップの設計圧より小であった)、漏洩箇所になったと思われる。また、ベントヘッドに入った水は、弁や廃ガス圧縮後の操作に支障をきたした。メータアップ・タンクからベントヘッドへのベントの際には、この漏洩を生じたのは、この漏洩したトラップあるいは機器からと思われる。</p>	<p>記載なし。</p>
<p>左記3と同じ。</p>	<p>記載なし。</p>	<p>記載なし。</p>
<p>3. 漏洩水移送ポンプ(WDL-P9A, 9B)による液体の移送 (p.55 第4図参照)</p> <p>3月28日6時30分前後に、多量の放射性の水およびガスを冷却材ドレンタンクから冷却材プリード・ホールドアップ・タンクへ送った可能性がある。WDL-P-9A & 9B、WDL-V118、WDL-V7、WDL-V22の事故時の作動状態について、更に調査を行う必要がある。</p>	<p>事故発生前からの加工器逃し弁あるいは安全弁から冷却材が漏洩していたので、漏洩水移送ポンプ WDL-P-9A & 9B のうち1台が稼働していたはずであるとして、さらに液面記録水計より事故時の移送水量は29,450galと推定している。放射能の漏洩に關しては量増せず。</p>	<p>記載なし。</p>
<p>4. 原子炉建屋サンプから補助建屋サンプへの液体の移送 (p.56 第5図参照)</p> <p>(1) 加工器逃し弁が閉設定圧力になっても閉じず、冷却材を冷却材ドレンタンクへ放出し続けた。</p> <p>(2) このため、まず冷却材ドレンタンクの逃し弁が吹き、ついでラフチャータードが破裂(3月28日4時15分)して、冷却材を原子炉建屋サンプへ放出した。</p> <p>(3) 原子炉建屋サンプポンプが起動(WDL-P-2Aは4時8分、WDL-P-2Bは4時11分)、4時39分に停止されるまで約8,100galの水を補助建屋サンプタンクに送った。</p> <p>(4) この時、補助建屋サンプタンクには700 galの余裕しか残らなかったため、水は事故前から破損していたラフチャータードから床ドレンへと、更に補助建屋サンプへ流れた。</p> <p>(5) 補助建屋サンプ(NSACの Supplement)によれば、この時サンプ</p>	<p>サンプポンプ停止後にサイホン効果により原子炉建屋サンプタンクへ補助建屋サンプタンクから補助建屋サンプタンクへ送水された可能性を否定せず。</p> <p>サンプポンプ停止後にサイホン効果により原子炉建屋サンプタンクへ補助建屋サンプタンクから補助建屋サンプタンクへ送水された可能性を否定せず。</p> <p>サンプポンプ停止後にサイホン効果により原子炉建屋サンプタンクへ補助建屋サンプタンクから補助建屋サンプタンクへ送水された可能性を否定せず。</p>	<p>認められている。また、補助建屋サンプタンクが破れたラフチャータードの放射能物質が放出された可能性がある。述べられている。</p>

放出経路	報告書			
	NSAC-1 ⁽¹⁾	NUREG-0600 ⁽²⁾	NSAC-1 Supplement ⁽²⁾	ケメニー報告書 ⁽⁴⁾ ロゴビン報告書 ⁽⁵⁾
<p>はすでに容量6,371 gal.の60%に水が入っていた)はオーバーフローし、逆に水が床ドレン配管を通して補助建屋および燃料取扱建屋へと流れた。</p> <p>この移送された水の放射能はわずかであったが、その後送られた高圧熱水を床ドレン配管を通じて補助建屋内および燃料取扱建屋内へはばらく原因となった。</p>				<p>ついて、7時から7時56分までサンプポンプが自動運転していたとすれば、更に7,800galの水が補助建屋に送られている。</p> <p>放射能放出に対してはほとんど重要ではないとしている。</p>
5. 1次冷却材ポンプのシール水への1次冷却材の漏洩	記載なし。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
<p>事故時の状況から考えて、1次冷却材ポンプは二相流を移送したり、また振動したりした。したがって、1次冷却材ポンプのメカニカルシールが損傷して、1次冷却材がシール水中へ漏洩し、補助建屋の抽出・充満系へ移送された。</p>	記載なし。	記載なし。	記載なし。	<p>左記5.に同じ。</p> <p>ただし、可能性は低いとしている。</p>
6. 抽出水冷却器における1次冷却材の補熱冷却水への漏洩	記載なし。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
<p>抽出水冷却器は原子炉建屋内にあるが、補熱冷却水系の大部分は補助建屋に設置されている。したがって、抽出水冷却器で漏洩があれば、汚染水を補助建屋へ運ぶことになる。</p>	記載なし。	記載なし。	記載なし。	<p>左記6.に同じ。</p> <p>ただし、可能性は低いとしている。</p>
7. 漏洩水冷却器における1次冷却材の余熱冷却水への漏洩	記載なし。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
<p>漏洩水冷却器は冷却材ドレンタンク内の水を冷却するものであり、原子炉建屋内に設置されているが、余熱冷却水系の大部分は補助建屋に設置されている。したがって、漏洩水冷却器で漏洩があれば、汚染水を補助建屋へ運ぶことになる。</p>	記載なし。	記載なし。	記載なし。	<p>左記7.に同じ。</p> <p>ただし、可能性は低いとしている。</p>
8. 廃ガス圧縮機からの漏洩	記載なし。	左記8.の(a)を記載。	左記8.の(b)を記載。記載なし。	<p>大きな放出経路にならない。その理由は、3月28日、29日は廃ガス圧縮機Bがオフラインであったことと、また廃ガス圧縮機入口圧力は約1in.水柱に抑えられていることである。</p>
<p>(a) ベントノールが高圧になりand/or ベントノール中に水があつたので、圧縮機の水シールがでなくなり、ガスを廃ガス減衰タンクへ送ることができなくなった。ガスはセパレータの過し弁から放出されたか、あるいは気液混合物として補助建屋サンプタンクへ溢流した。補助建屋サンプタンクのラプチャータは3月28日以前に破れたので、補助建屋サンプタンクへ入ったガスは補助建屋に放出された。</p> <p>(b) 1979年8月の廃ガス処理系のテストにおいて、廃ガス圧縮機に直径約4 in.の穴が発見された。3月28日7時56分に冷却材ドレンタンクから廃ガスベントノールへの隔離弁が閉じられたが、それまではその穴が放出経路として無害でなかったであろう。</p>	記載なし。	左記9.に同じ。ただし、タービン建屋のサンプの汚染を認めているが、原因不明としている。	記載なし。	<p>可能性を認めている。タービン建屋のサンプから検出された放射性物質を伴う水蒸気は、タービン建屋のサンプに落ち、廃棄物処理系から排水さ</p>
9. 蒸気発生器Bの1次系側から2次系側への漏洩	記載なし。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
<p>(1) 3月28日5時27分、原子炉建屋圧力室と蒸気発生器B圧力室により、蒸気発生器Bの2次側の漏洩を疑い、蒸気発生器Bを隔離した。この時点では1次系からの漏洩はないものと思われた。</p> <p>(2) 6時56分に7秒間、蒸気発生器Bの主蒸気隔離弁が開けられた時、</p>	記載なし。	記載なし。	記載なし。	

れたと述べている。

復水器の真空ポンプの排気モニタがアラームを出した。これは蒸気発生器Bからの最初の検出可能な放射能放出であり、主に希ガスであった。					れたと述べている。
(3) ガスは、ベントスタックより放出された。					
10. 蒸気発生器の2次冷却水サンプリング時の液体の放出	記載なし。	左記10.に同じ。	記載なし。	記載なし。	可能性を認めているが次の指摘がある。 (1) 2次冷却水だけでなく、1次冷却水も何度かサンプリングした。 (2) 2号炉の水のサンプリングは1号炉で行われるため、サンプリングラインが数100 ft.と長く、サンプリング前に相当なフラッシングを必要とした。 (3) これらの捨て水を集める制御・サービス建屋の汚染水ドレンタンクは、すでに77と24%満水であり、通常よりも多量の水を受けてオーバーフローし、建屋のサンプに流入した。 (4) 産業廃棄物処理系に放射性物質が流込むことは見込まれておらず、放射性物質処理装置が追加されていない。 なお、サンプラングラインのミストラベルの問題は記載なし。
(1) 3月28日7時24分、蒸気発生器の漏洩を確認するため、primary sample room で蒸気発生器2次側の冷却水を採取した。	記載なし。	左記11.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
(2) サンプルをGMサンプラーで調べたところ、蒸気発生器Aが汚染、蒸気発生器Bが非汚染との結果が得られたが、運転員は蒸気発生器Bが漏洩しているとの確信していたので、再度冷却水のサンプリングを行うよう要求した。	記載なし。	左記12.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
(3) サンプラングラインのミストラベルのためであると考へ、secondary system lab. でサンプリングして調べたところ、蒸気発生器B汚染、蒸気発生器A非汚染との結果が得られた。	記載なし。	左記13.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
(4) この蒸気発生器Bのサンプリングでは、放射能が検出されるまで冷却水を流したが、この水が制御・サービス建屋のサンプに流れ込んだ。	記載なし。	左記14.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
(5) この水は、その後産業廃棄物処理系へ移送されたが、これが事故後3日間(3月28日～30日)に排水された放射性液体の大部分である。	記載なし。	左記15.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
11. シール水喪失による冷却材ブリード・ホールドアップ・タングの送水ポンプからの漏洩	記載なし。	左記16.に同じ。	記載なし。	記載なし。	シール水がなくなっても、シールが損傷しない限り重大な漏洩にはならないとの見解を示している。
3月28日13時52分頃、放射性廃棄物処理系のポンプのシール水が喪失した際に、冷却材ブリード・ホールドアップ・タングから水を送水しているポンプから漏洩が生じた。シール水は3月29日7時に回復した。	記載なし。	左記17.に同じ。	記載なし。	記載なし。	認めている。
12. 河川水ポンプのシール漏れ	記載なし。	左記18.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
放射能ではないが、河川水ポンプから漏洩して補助建屋床ドレンからサンプへ流れ込み、その後流れ込んだ高汚染水を床ドレンからあふれさせ、制御・サービス建屋のサンプおよびディレーサー建屋サンプへと流入させることになった。この両サンプの水は産業廃棄物処理系へ送水された。	記載なし。	左記19.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
13. 抽出・充填系の弁および計装機器からの漏洩	記載なし。	左記20.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。
保守記録簿および電力会社職員の話から、事故前から抽出・充填系の弁および計装機器類から小漏洩があったことが判明した。放射能をどの程度漏らしたかは不明である。漏洩は2～3滴/hから2/10～3/10 gpm程度であり、全部で0.4～1.6 gpmと推定される。漏洩箇所の例は次のとおり。 (1) 抽出系サンプ1Cのケーシングのドリインプラグの漏洩。 (2) 充填系サンプ17のケーシングの漏洩。 (3) 充填系サンプ17のバックキンの漏洩。 (4) 流量変換器 MU-7-FIT の漏洩。	記載なし。	左記21.に同じ。	記載なし。	記載なし。	記載なし。

第 1 図 抽出・充填系からの放射性物質の放出経路(NSAC-1 Supplement⁽²⁾による)

第 2 図 冷却材ドレンタンクから冷却材ブリード・ホールドアップ・タンクへの放射性物質の放出経路(NSAC-1 Supplement⁽²⁾による)

第 3 図 冷却材ドレンタンクから廃ガスベントヘッダーへの放射性物質の放出経路(NSAC-1 Supplement⁽²⁾による)

第 4 図 漏洩水移送ポンプによる冷却材ドレンタンクから冷却材ブリード・ホールドアップ・タンクへの水の移送(NSAC-1⁽¹⁾による)

第 5 図 原子炉建屋サンプから補助建屋サンプへの水の移送(NSAC-1 Supplement⁽²⁾による)

第 2 表 TMI-2号炉事故における放射性物質の主な放出経路の評価の比較

報告書 放出経路	NSAC-1 ⁽¹⁾ (Supplement ⁽²⁾ を含む)	NUREG-0600 ⁽³⁾	ケメニー報告書 ⁽⁴⁾	ログビン報告書 ⁽⁵⁾
(1) 抽出・充填系からの漏洩 (a) MU-V13 のシート部漏洩 (b) MU-R1 開に伴う冷却材 ブリード・ホールドアップ・ タンクの逃し弁開 (c) 抽出・充填系逃し弁開	認めている。	認めている。	主な放出経路として重 視している。	認めている。
(2) 冷却材ドレンタンクより廃 ガスベントヘッダーに漏洩 あり	認めている。	認めている。	ベントヘッダーの液体 トラップの設計圧に問 題があり、液体トラッ プが損傷。放出経路と して重視している。	認めている。
(3) 冷却材ドレンタンクから冷 却材ブリード・ホールドアッ プ・タンクへの 1 次冷却水の 移送	NSAC-1 ⁽¹⁾ で可能 性を示す。Supple- ment ⁽²⁾ では無視し ている。	記載なし。	補助建屋に 9,450 gal の 1 次冷却水が移送され たとして注目している。	特に記載せず。
(4) 冷却材ドレンタンクのベ ントから冷却材ブリード・ホ ールドアップ・タンクへ	認めている。	認めている。	認めている。	特に記載せず。
(5) 原子炉建屋サンプ→ 補助建屋サンプタンク→ 補助建屋サンプ	認めている。	認めている。	認めている。	認めている。
(6) 1 次、2 次冷却水サンプリ ング時のフラッシングとター ビンから漏洩した汚染水を、 産業廃棄物処理系よりサスケ ハナ河へ排水	記載なし。	認めている。	記載なし。	認めている。

Ⅲ. お わ り に

本報告書で取り上げた調査報告書が指摘している放出経路は、細部では相違する点も見受けられるが、全体的には一致している。

第1表のうち主な放出経路に対する各報告書の見解を第2表に示す。すなわち、主な放出経路は、気体状放射性物質については

- (1) 放射性物質の処理装置を持たず、放出ガスがスタックに直接放出される抽出・充填系ならびに補助建屋にある各種タンクの逃し弁からの放出
- (2) 漏洩箇所を生じたベントヘッダーからの漏洩

液体状放射性物質については

- (6) 1次、2次冷却水サンプリング時のフラッシングとタービンから漏洩した汚染水を源とする産業廃棄物処理系からの排水

であると考えられる。最も新しく、したがって調査結果の確度が最も高いと思われるロゴビン報告書も上述の経路を重視し、また他の報告書もそれらの点を重視していることから、事故時の放射性物質の主な放出経路は、これらの経路であったと考えられる。なお、3

月28日午前4時半ごろ原子炉建屋サンプから補助建屋サンプタンクに移送された水(その後補助建屋サンプへ流入)は、その後補助建屋サンプへ送られた高汚染水を補助建屋および燃料取扱建屋内へばらまく原因になったとしている。

— 参 考 文 献 —

- (1) Nuclear Safety Analysis Center, EPRI: "Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident", NSAC-1, (July 1979).
- (2) 同上: "Supplement to Analysis of Three Mile Island-Unit 2 Accident", NSAC-1 Supplement, (Oct. 1979).
- (3) Office of Inspection and Enforcement, U.S. NRC: "Investigation into the March 28, 1979 Three Mile Island Accident by Office of Inspection and Enforcement", NUREG-0600, (Aug. 1979).
- (4) LAWROSKI, H. (Consultant, Technical Assessment Task Force): "Technical Staff Analysis Report on Transport of Radioactivity from the TMI-2 Core to the Environs to President's Commission on the Accident at Three Mile Island", (Oct. 1979).
- (5) ROGOVIN, M. (NRC Special Inquiry Group): "Three Mile Island, A Report to the Commissioners and to the Public", Vol. II, Part 2, (Jan. 1980).

原子力安全研究協会

第12回原子力発電に関する安全特別セミナー

会 期 1981年3月23日(月)～25日(水)

会 場 グリーンホテル三ヶ根
(愛知県幡豆町東幡豆字入会山)

○ プ ロ グ ラ ム ○

3月23日(月) 11:00～15:00

中部電力浜岡原子力発電所見学と懇談。

3月24日(火) 9:30～17:20

- (1) 原子力施設の安全評価 (東大名譽教授) 内田秀雄
 - (2) 原子炉運転条件と燃料の健全性 (東大教授) 三島良積
 - (3) 放射性廃棄物と環境 (東大名譽教授) 山本 寛
 - (4) 原子力と海洋環境 (地球化学研究協会理事長) 三宅泰雄
 - (5) 温排水の影響と利用 (東大名譽教授) 檀山義夫
- 懇 親 会 (18:00～19:30)

3月25日(水) 8:30～16:00

- (6) 原子力と行政 (原子力安全局次長) 後藤 宏
- (7) 原子力発電所の故障対策 (東大教授) 都甲泰正
- (8) 原子炉構造機器の安全性 (東大教授) 安藤良夫
- (9) 放射線と生物—低レベル放射線の生物への影響を中心として (国立遺伝学研究所長) 田島彌太郎

定 員 30名(申込順)

参 加 費 118,000円(宿泊費、資料費、受講料、懇親会費を含む)

申込手続 参加希望の方は所定申込書により1月30日(金)までにお申し込み下さい。

申 込 先 (〒105) 東京都港区新橋1-18-2(明宏ビル本館)

原子力安全研究協会 資料調査室 大高基広
(Tel. 03-502-5248)

「原子力安全」調査専門委員会 中 間 報 告

中間報告は、昭和49年10月～54年4月の4年間に開かれた委員会の講演概要および質疑応答の記録をまとめたもので、そのほかに配布された資料の一部が付属資料として掲載されている。

B 5 判タイプオフセット印刷, 185p.(1979.9.)

定価 3,000円(会員特価 2,000円), 千300円

文部省学術用語集(第3版出来)

原 子 力 工 学 編

A 5 判, 318p.(1978), 本会発行。

定価1,700円(会員特価1,530円)・千300円

ご希望の方は前金で事務局宛お申込み下さい。