

シビアアクシデント時の発電所内被ばく線量評価手法の検討

Design Study on Dose Evaluation Method for Employees at Severe Accident

吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)* 入江 隆 (Takashi Irie)* 郡山 民男 (Tamio Kohriyama)*
 工藤 清一 (Seiichi Kudo)† 西村 和哉 (Kazuya Nishimura)‡

要約 原子力発電所のシビアアクシデントを想定したとき、構内被災者の救助活動、アクシデントマネジメントの実施、故障機器の復旧作業、従業員の避難誘導等を適切に行うためには発電所構内の放射線量率分布と現場作業等による従業員の被ばく線量を適切に把握しておく必要がある。実際のプラントでは、アクシデントマネジメントの実施が計画されている場所や復旧作業が想定される安全系機器の設置場所には放射線監視装置が設置されていない場合が多く、事象の進展により変化する放射線量率を把握することが困難になることが予想される。

本研究では、加圧水型軽水炉のシビアアクシデントを対象に、事象進展を踏まえた放射性物質の拡散状況を解析で求め、推定した放射線源から発電所構内の放射線量率を評価する手法を検討し、発電所構内の一部をモデル化したプロトタイプシステムを作製して手法の有用性を評価した。その結果、以下の知見が得られた。(1)事象進展に対応させ任意点の放射線量率評価が可能である。(2)現場作業等のための往復の移動を含めた総被ばく線量の推定は、シビアアクシデント時における従業員被ばく線量当量限度の予測に有効な方法である。(3)高線量区域の認知や現場移動経路の選定に構内線量率マップが効果的と考えられる。

キーワード 加圧水型軽水炉、シビアアクシデント、アクシデントマネジメント、被ばく線量

Abstract When we assume a severe accident in a nuclear power plant, it is required for rescue activity in the plant, accident management, repair work of failed parts and evaluation of employees to obtain radiation dose rate distribution or map in the plant and estimated dose value for the above works. However it might be difficult to obtain them accurately along the progress of the accident, because radiation monitors are not always installed in the areas where the accident management is planned or the repair work is thought for safety-related equipments.

In this work, we analyzed diffusion of radioactive materials in case of a severe accident in a pressurized water reactor plant, investigated a method to obtain radiation dose rate in the plant from estimated radioactive sources, made up a prototype analyzing system by modeling a specific part of components and buildings in the plant from this design study on dose evaluation method for employees at severe accident, and then evaluated its availability. As a result, we obtained the followings: (1) A new dose evaluation method was established to predict the radiation dose rate in any point in the plant during a severe accident scenario. (2) This evaluation of total dose including moving route and time for the accident management and the repair work is useful for estimating radiation dose limit for these actions of the employees. (3) The radiation dose rate map is effective for identifying high radiation areas and for choosing a route with lower radiation dose rate.

Keywords pressurized water reactor, severe accident, accident management, dose

1. まえがき

原子力発電所の災害を想定した時、発電所の緊急時組織は、災害の発生したプラントに対する事故収束及び影響緩和措置を行うとともに、関係機関等へ事象発生状況、必要な措置及び今後の予測に関する通報連絡

を行う役務を負っている。緊急時組織は、これらの活動を行う際に発災プラントから放出される放射性物質の放射能による影響を把握しておかなければならない。周辺環境への影響評価は、近年3次元拡散計算コードが整備され、プラント計装系から気象条件や放出量に関連するデータを自動的に収集することにより予

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

† 三菱重工業(株)

‡ コンピュータソフト開発(株)

測することが可能となってきた。一方、発電所内部で活動する従業員の被ばくという観点からは、被災者の救助活動、アクシデントマネジメントの実施、故障機器の復旧作業、従業員避難誘導等を適切に行うために発電所構内の放射線量率分布を把握しておく必要がある。炉心から放出された放射性物質が気体状または液体状となって格納容器内部に拡散し、設備設計上やむを得ない漏洩や偶発的な漏洩、あるいはアクシデントマネジメントの実施により周辺構造物に強い線源点を出現させるため、放射線量率は、個々の事象と経過時間、その間に実施されたアクシデントマネジメントに大きく依存して変化する。例えば、アクシデントマネジメントとして、格納容器内の冷却水を一度周辺建屋内に移送し冷却器で十分冷却した後で再度格納容器内へ注水する操作である再循環運転を行った場合、冷却水中に含まれる多量の放射性物質の放射能により周辺建屋内の当該配管ルート、弁、冷却器、ポンプは汚染され放射線源となる。緊急時組織が活動を行う際に、発電所構内の放射線量率を把握しておく必要があるが、アクシデントマネジメントの実施が計画されている場所や復旧作業が想定される安全系機器の設置場所には放射線監視装置が設置されていない場合が多く、事象の進展により変化する放射線量率を把握することが困難となることが予想される。

そこで本研究では、実際に測定活動を行うことが困難なシビアアクシデント状況下において、事象進展を踏まえた放射性物質の拡散状況を解析で求め、推定した放射線源から発電所構内の放射線量率を評価する手法を検討し、プロトタイプシステムを作製して手法の有用性を評価した。

2. 評価手順

発電所構内の放射線量率を求めるためには、放射線源の線源強度、評価点までの距離、遮蔽厚さが必要である。評価点までの距離、遮蔽厚さは発電所構内の構造物をモデル化することにより取得することが可能である。放射線源の線源強度は、個々の事象と経過時間、その間に実施されたアクシデントマネジメントを考慮して事象進展解析を行い、放射性物質の相対的な拡散挙動を評価するとともに、炉心に蓄積されていた放射性物質の放射エネルギーを求めることにより特定できると考

えられる。基本的な計算概念を図1に示す。以下にこれらの評価手法を手順を追って述べる。

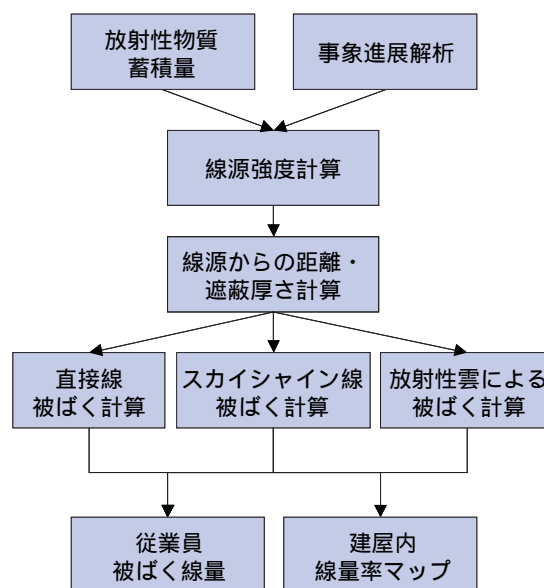


図1 評価手順の概要

2.1 放射性物質蓄積量の評価

加圧水型軽水炉(PWR)の燃料には濃縮ウランが使用され、核分裂反応により熱エネルギーを取り出して発電を行っている。炉心は、百数十体の燃料集合体で構成され、約1年間(1サイクルという)連続運転ができるように定期検査の都度約3分1が新しい燃料と交換される。このことから炉心内の燃料は、大まかに新燃料3分1,1サイクル使用した燃料3分1,2サイクル使用した燃料3分1で構成される。燃料集合体内部の放射性物質は、原子炉の運転によりF P核種、放射化核種、アクチニド核種として蓄積されていくことから、標準的な炉心構成で1サイクル分の燃焼計算を行うことにより、サイクル初期からサイクル末期までの炉心に蓄積された放射性物質の放射エネルギー(以下、炉心蓄積放射エネルギーという)を求めることが可能である。

そこで、標準的なPWRプラントの炉心を構成し、国内最新の核データであるJENDL3.2¹⁾を用いて燃焼計算を実施した。燃焼計算コードはORIGEN2²⁾を用いた。JENDL3.2については問題点がいくつか指摘されているが、米国の核データであるPUD50を用いた結果と比較し、総生成量で約2%、生成核種別毎に見ても約10%程度の差であり炉心蓄積放射エネルギーの評価には問題

がないことを確認している。

表1 JENDL3.2とPUD50の蓄積放射エネルギーの比較

	JENDL3.2 / PUD50
F P核種	+ 2%
放射化核種	10%
アクチノイド核種	+ 11%

炉心蓄積放射エネルギーは原子炉運転中の蓄積と原子炉停止後の減衰を考慮して求める必要があり、図2に示すようにあらかじめ原子炉運転時間で19メッシュ、それぞれの運転時間経過後の停止時間で32メッシュに区切って計算を行い、結果をデータベース化している。対象核種は、表2に示すとおり炉心蓄積放射エネルギーの99%に相当する146核種を選定した。計算に使用する炉心蓄積放射エネルギーは、任意の原子炉運転時間に対し最も近い運転時間の燃焼計算結果のデータセットを抽出し、任意の原子炉停止時間に対してラグランジュ3点補間を行って求めている。

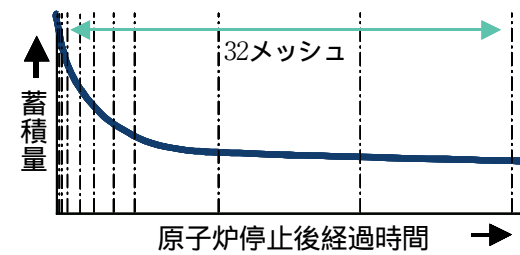
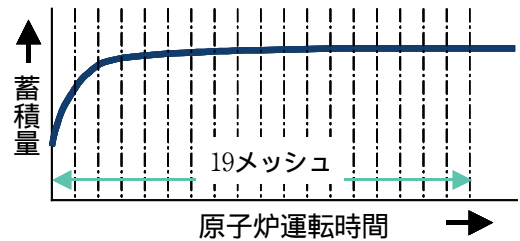


図2 燃焼計算の時間メッシュ

表2 評価対象核種と放射性物質グループ

放射性物質グループ	希ガス	Cs, Rb, I	TeO ₂	SrO	MoO ₂	
評価対象核種	Kr-83m	Br-83	Te-125m	Sr-89	Cr-51	Rh-106
	Kr-85	Br-83	Te-127	Sr-90	Mn-54	Pd-109
	Kr-85m	Br-84m	Te-127m	Sr-91	Mn-56	
	Kr-87	Br-85	Te-129	Sr-92	Fe-59	
	Kr-88	Br-86	Te-129m		Co-58	
	Kr-89	Br-87	Te-131		Co-60	
	Kr-90	I-129	Te-131m		Mo-99	
	Xe-131m	I-130	Te-132		Mo-101	
	Xe-133	I-131	Te-133		Tc-99m	
	Xe-133m	I-132	Te-133m		Tc-101	
	Xe-135	I-133	Te-134		Ru-103	
	Xe-135m	I-134			Ru-105	
	Xe-137	I-134m			Ru-106	
	Xe-138	I-135			Rh-103m	
	Xe-139	I-136			Rh-105	
		I-136m			Rh-105m	
放射性物質グループ	CsOH, RbOH	BaO	La ₂ O ₃ , Pr ₂ O ₃ , Nd ₂ O ₃ , Sm ₂ O ₃ , Y ₂ O ₃			
評価対象核種	Rb-86	Ba-137m	Y-90	Nb-95m	Pr-145	Pm-151
	Rb-87	Ba-139	Y-91	Nb-97	Pr-146	Sm-151
	Rb-88	Ba-140	Y-91m	Nb-97m	Pr-147	Sm-153
	Rb-89		Y-92	Nb-98	Nd-147	Sm-156
	Rb-90		Y-93	La-140	Nd-149	Eu-155
	Cs-134		Y-94	La-141	Nd-151	Eu-156
	Cs-136		Zr-93	La-142	Pm-147	Eu-157
	Cs-137		Zr-95	Pr-142	Pm-148	
	Cs-138		Zr-97	Pr-143	Pm-148m	
	Cs-139		Nb-95	Pr-144	Pm-149	
	放射性物質グループ	CeO ₂	Sb	Te	UO ₂ , NpO ₂ , PuO ₂	
	評価対象核種	Ce-141	Sn-128	Te-125m	U-230	Np-238
Ce-143		Sb-127	Te-127	U-231	Np-239	
Ce-144		Sb-128	Te-127m	U-232	Pu-238	
Ce-146		Sb-128m	Te-129	U-233	Pu-239	
		Sb-129	Te-129m	U-234	Pu-240	
		Sb-130m	Te-131	U-235	Pu-241	
		Sb-131	Te-131m	U-236	Pu-243	
			Te-132	U-237	Am-241	
			Te-133	U-238	Cm-242	
			Te-133m	U-239	Cm-244	
			Te-134	U-240		

2.2 シビアアクシデント事象進展解析

炉心が大きく損傷し、格納容器の健全性が脅かされるような事象に至るには、複数の安全設備が故障、不作為等により機能しない状態となって、これらを代替するための臨機応変な措置としてアクシデントマネジメントが試みられていると想定される。このような事象は、安全設備の故障・不作為の時期、アクシデントマネジメントの実施タイミングにより、プラント挙動及び放射性物質移行挙動が大きく変化するため、事象進展解析が必要である。

シビアアクシデントの事象進展を解析するコードはMAAP4を使用⁽³⁾⁽⁵⁾した。このコードは炉心蓄積放射エネルギーを1に規格化し、1次系及び格納容器内のノードに対して相対的移行量（放射能相対移行量）を求めることができる。ノード内では図3に示すような挙動を模擬しており、取り扱う放射性物質グループを12に分類して評価する。

格納容器周辺構造物については、安全補機室における再循環水の漏洩とアニュラス部からのガス漏洩を考慮し、よう素フィルタの吸着効果を以下の式(1)、(2)により簡易コードを作成して模擬した。

$$\frac{dQ_{an}}{dt} = B_f + B_{an} \tag{1}$$

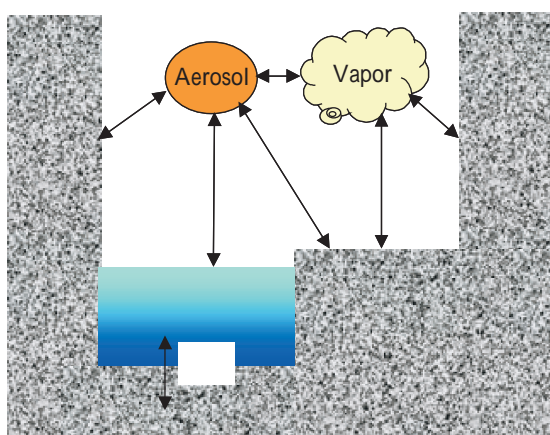
$$B_f = \left(Q_{an} \frac{F_{an}}{V_{an}} + Q_{esf} \frac{F_{esf}}{V_{esf}} \right) \frac{F_{rtn}}{(F_{an} + F_{esf})} (1 - D_f)$$

$$B_{an} = \frac{Q_{cv}}{V_{cv}} R_{cv} - Q_{an} \left(+ \frac{F_{an}}{V_{an}} \right)$$

$$\frac{dQ_{esf}}{dt} = \frac{Q_{sump}}{V_{sump}} R_{sump} - Q_{esf} \left(+ \frac{F_{esf}}{V_{esf}} \right) \quad (2)$$

Q : 放射エネルギー (Bq)
F : 風量 (m³/s)
D_f : フィルタ除染係数
R : 漏洩率
V : 体積 (m³)
 : 崩壊定数 (1/s)

添字説明
an : アニュラス
esf : 安全補機室
cv : 格納容器
sump : 再循環水
rtm : 循環流



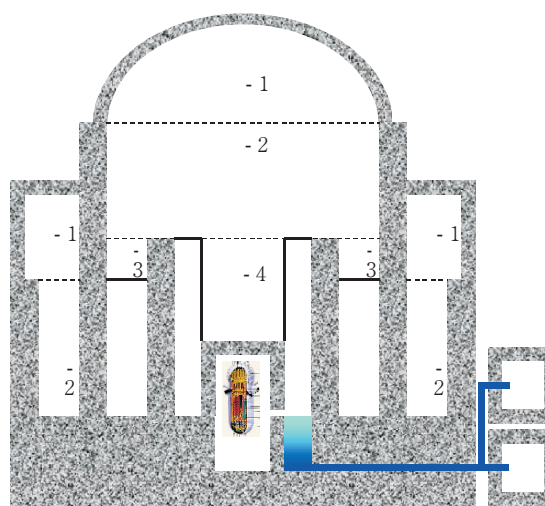
吸着 / 蒸発
 熱泳動, 重力沈降, 拡散泳動
 熱泳動, 重力沈降
 熱泳動, 慣性衝突
 溶解 / 沈殿

図3 MAAPコードによる放射性物質移行挙動

2.3 放射線源強度の評価

燃料の燃焼により蓄積された放射性物質は、炉心損傷により炉心から放出され時間の経過と共に構造物内部へ拡散するとともに、壊変により減衰していく。これを事象進展解析により放射性物質の相対移行量として求めておき、当該時刻における放射性壊変を考慮した炉心蓄積放射エネルギーと掛け合わせることで、拡散した放射線源の線源強度が求められる。

本評価で用いる放射線源強度は、シビアアクシデント事象進展解析で求めた放射性物質グループ別放射能相対移行量のうち、図4に示すように格納容器内ノード（原子炉キャビティ部、1次冷却系ループ室、格納容器ドーム部、格納容器下部回廊）と格納容器周辺構造物のノード（アニュラス部、安全補機室）の6カ所の計算結果を使用する。



- | | |
|--|---|
| 事象進展解析ノード
原子炉キャビティ部
1次冷却材ループ
格納容器ドーム部
格納容器下部回廊
アニュラス部
安全補機室 | 評価対象となる線源
原子炉キャビティ部
1次冷却材ループ
-1 格納容器ドーム半球部
-2 格納容器ドーム円筒部
-3 格納容器ドーム周辺部
-4 格納容器ドーム中心部
格納容器下部回廊
-1 アニュラス上部
-2 アニュラス下部
安全補機室（ポンプ室、配管室、冷却室、弁エリア） |
|--|---|

図4 事象進展解析ノードと評価対象線源

上述の炉心蓄積放射エネルギーから得られた核種別蓄積放射エネルギーとシビアアクシデント事象進展解析から得られた放射性物質グループ別放射能相対移行量を表2の対応関係を使用して、(3)式により146の核種別かつ表3に示す18群のエネルギー別のガンマ線放出率を求める。

$$G_{nim}(t) = \frac{A_i(t) F_{nk}(t) g_{im}}{V_n} \quad (3)$$

G_{nim} : 核種 i の単位体積あたりのガンマ線放出率 (/sec/m³)

$A_i(t)$: 核種 i の蓄積放射エネルギー (Bq)

$F_{nk}(t)$: 放射性物質グループ k の放射性物質質量割合

g_{im} : 核種 i のガンマ線放出係数 (/dis)

V_n : 体積(m³) n : 区画 t : 時刻 m : エネルギー群

評価対象となる線源は格納容器内、アニュラス部、工学的安全施設（ポンプ室、配管室、冷却器室、弁エリア）である。格納容器内及びアニュラス部は各ノード内に存在する浮遊放射性物質と沈着（溶解）放射性物質を扱い、工学的安全施設は格納容器再循環サンプル水に含まれる放射性物質濃度を用いた。

表3 評価対象ガンマ線エネルギー群

群	下限値 [Mev]	上限値 [Mev]	中央値 [Mev]
1	0.00E + 00	2.00E - 02	1.00E - 02
2	2.00E - 02	3.00E - 02	2.50E - 02
3	3.00E - 02	4.50E - 02	3.75E - 02
4	4.50E - 02	7.00E - 02	5.75E - 02
5	7.00E - 02	1.00E - 01	8.50E - 02
6	1.00E - 01	1.50E - 01	1.25E - 01
7	1.50E - 01	3.00E - 01	2.25E - 01
8	3.00E - 01	4.50E - 01	3.75E - 01
9	4.50E - 01	7.00E - 01	5.75E - 01
10	7.00E - 01	1.00E + 00	8.50E - 01
11	1.00E + 00	1.50E + 00	1.25E + 00
12	1.50E + 00	2.00E + 00	1.75E + 00
13	2.00E + 00	2.50E + 00	2.25E + 00
14	2.50E + 00	3.00E + 00	2.75E + 00
15	3.00E + 00	4.00E + 00	3.50E + 00
16	4.00E + 00	6.00E + 00	5.00E + 00
17	6.00E + 00	8.00E + 00	7.00E + 00
18	8.00E + 00	1.10E + 01	9.50E + 00

2.4 建屋のモデル化

原子力発電所の構造物は複数階建の立体構造であり、この内部で拡散した放射性物質により複数の場所で放射線源が発生する。特定された放射線源からの放射線量率を得るためには、放射線源と放射線量率評価地点との間の距離、遮蔽厚さを3次元で求める必要がある。

建屋は、本手法の実現性を見る観点から、図5に示すように主要構造物外壁と格納容器外線源点の遮蔽コンクリートを考慮し、特定の作業を想定した現場アクセスルートのみ限定してCADでモデル化した。

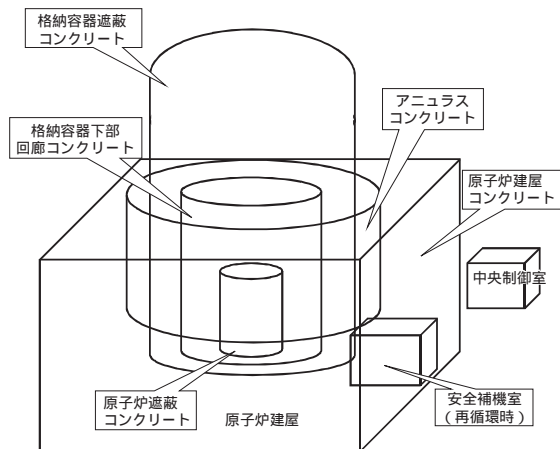


図5 遮蔽建屋モデルの概念

2.5 直接線による線量率の評価

放射線源から放出されたガンマ線は、評価地点まで媒質と距離により散乱・減衰して到達する。これを、評価地点まで散乱せずに直接到達する線量率を求め、これにビルドアップ係数を掛けて散乱分を補正することより、直接線の線量率を近似する方法が一般的である。

本評価においては、評価コードはQAD-CGGP2⁶⁾を使用した。図6に示すように本コードの計算結果と実測値⁷⁾を比較した結果良く一致している。実測データは⁶⁰Co円筒線源からのガンマ線の線量率分布をプラスチックシンチレーションカウンタを用いて測定されたものである。このデータのうち、直径59cm、高さ60cmの円筒線源のデータを使用し、線源物質は水としガンマ線エネルギーは1.25MeVで代表させ、線減衰係数は実測値を使用した。

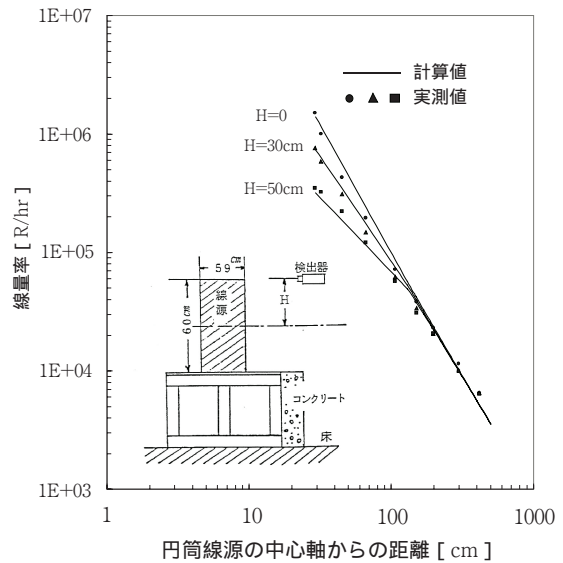


図6 QAD-CGGP2 と実測値の比較結果

線源は図7に示すように体積線源とし、格納容器をはじめ大容量の線源を効率的に計算するため、ガウス積分法により2560個(下の例では半径方向10、軸方向16、方向16)の線源に分点して、(4)式により求める。立ち入り区域内に浮遊放射能が存在する場合の放射線量率は、点減衰核積分法を用いて(5)式で計算する。

$$S_p = \sum_{n=1}^{146} \sum_{i=1}^{18} f_{im} B_{im} \frac{e^{-\mu_a(r_0-r_1)+\mu_c r_1}}{4 r_0^2} G_{nim}(t) dv \quad (4)$$

$$S_p = \sum_{i=1}^{146} \sum_{m=1}^{18} \left\{ f_{im} \left(\frac{G_{nim}(t)}{\mu_a} \right) \left| 1 - e^{-\mu_a R} \right| + \sum_{n=y} B_{im} \frac{e^{-\mu_a(r_0+r_1)+\mu_c r_1}}{4 r_0^2} G_{nim}(t) dv \right\} \quad (5)$$

S_p : 地点 p における放射線量率 (Sv/h)
 B_{im} : ビルドアップ係数
 f_{im} : 実効線量当量換算係数
 μ : 線吸収係数 (cm⁻¹)
 R : 線源領域容積と等価球の半径 (cm)

添字説明
 a : 空気
 c : コンクリート
 n : 区画
 y : 浮遊線源の存在する区画
 i : 核種
 m : エネルギー群

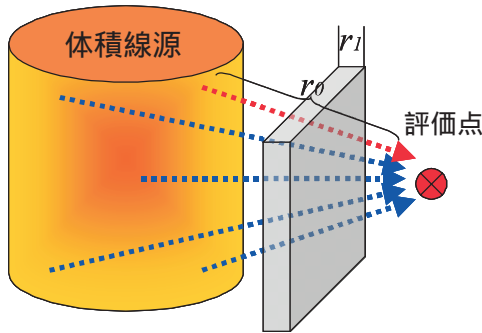


図7 直接線の計算概念

2.6 スカイシャイン線の評価

スカイシャイン線は、放射線源から評価点と異なる方向へ放出されたガンマ線が空気中で散乱し、評価点に達することを想定したものである。一般的には上空に散乱点を設定し、線源から散乱点に向かうガンマ線が散乱点で評価地点方向へ散乱する確率を考慮して評価地点に向かうガンマ線の線量率を求め、これにビルドアップ係数を掛けて2回以上の多重散乱線の補正を加える方法でスカイシャイン線を近似する。

本評価では、評価コードは G33-GP2⁽⁶⁾を使用した。図8に示すように本コードの計算結果と実測データ⁽⁸⁾⁽⁹⁾を比較した結果、近点では過小評価となるが距離が離れると実測値に接近する傾向がある。これは、線源から散乱点までのビルドアップを考慮していないことによるものと考えられる。実測データは⁶⁰Co線源からのガンマ線の線量率分布を高圧電離箱を用いて測定されたものである。このデータのうち、線源を収納したサイロに21cmの天井遮蔽をつけた場合のデータを使用し、空気密度は1.2E-3(g/cm³)を使用した。

線源は点線源とし、図9に示すように発電所構内の広大な散乱空間を効率的に計算するため、ガウス積分法により12000個に分点して(6)式により求める。スカイシャイン線は屋外の線量率評価に適用している。

$$S_q = \sum_{x=1}^{12000} \sum_{i=1}^{146} \sum_{m=1}^{18} f_{im} B_{im} \frac{e^{-\mu_a r_3}}{4 r_3^2} \sum_{n=1}^{im} V_n G_{nim}(t) \quad (6)$$

$$1_{im} = \frac{e^{-(\mu_c r_c + \mu_a r_2)}}{4 r_2^2} V_n G_{nim}(t)$$

S_q : スカイシャイン線量率 (Sv/h)
 B_{im} : ビルドアップ係数
 f_{im} : 実効線量当量換算係数
 G_{nim} : 単位体積あたりのガンマ線放出率 (/sec/m³)
 V_n : 体積 (m³)
 μ : 線吸収係数 (cm⁻¹)

添字説明
 a : 空気
 c : コンクリート
 n : 区画
 i : 核種
 m : エネルギー群

: 散乱点における評価点方向への散乱係数

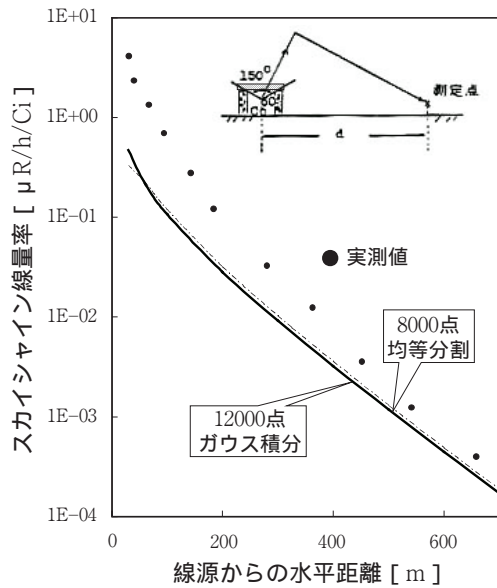


図8 G33-GP2と実測値との比較結果

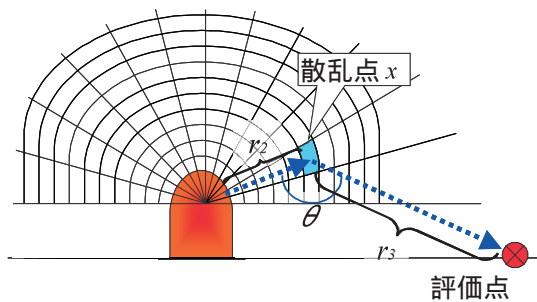


図9 スカイシャイン線の計算概念

2.7 放射性雲による線量率評価

格納容器及び周辺構造物から放射性物質が漏洩すると放射性雲となって周辺環境へ拡散する。この放射性雲は、大気中の拡散、地表の沈着、人体への吸入等により放射線源となる。最近は、3次元拡散計算コードを使用して、放射性雲による被ばく線量を求める方法が一般的であり、既に多くの原子力発電所でこのようなシステムが整備されている。

本評価においては、このような現状を踏まえ、放射性雲からのガンマ線による線量率を計算する機能の必要性を含めて検討していくため、2次元計算を行う機能を持つGAMPULコード⁽¹⁰⁾を使用した。放射性雲からのガンマ線による線量率評価は屋外のみにも適用している。

2.8 構内放射線量率の可視化

放射線源と評価点が決めれば、距離及び遮蔽厚さから当該地点における放射線量率を求めることができるが、これを原子力発電所の構内において可視化できれば高放射線量率区域の認知や構内通過経路の選定等に役立つと考えられる。

可視化にはいくつかの方法が考えられるが、構造物の形状が方形に区画されている場所が多いことから方形区画代表点評価手法を用いた。これは、図10に示すように構内を方形区画に区切りその対角線の交点を区画線量として代表させるものである。

この区画代表点の線量率を計算し、線量率の値により色分け（例えば100mSv/h以下の線量区域は青色とし高線量区域は赤色とする）して高線量区域を認知させる。

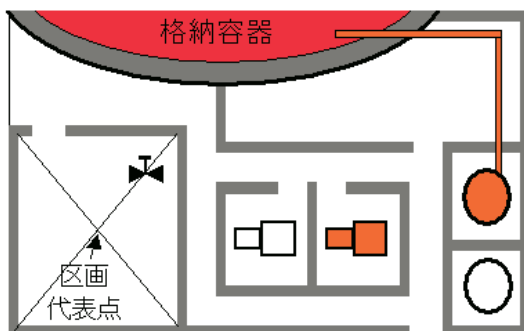


図10 方形区画代表点評価手法の概念

2.9 被ばく線量の推定

シビアアクシデント状況下で現場確認作業等を行う場合において、現地往復を含む総被ばく線量が緊急時の被ばく線量当量限度以下となることを把握しておく必要がある。時々刻々と変わる放射線源点とその強度をモニタリングで把握することは困難と考えられる。本手法はこれを補うために、構内放射線量率の可視化手法を利用して、任意の立ち入り時刻において立ち入りルートと経路上の滞在時間を入力することにより現場作業等による総被ばく線量を推定するものである。これは、図11に示すように方形区画を指定し滞在または通過所要時間を入力することにより、当該区画の被ばく線量を求め、立ち入りルートとして指定した区画すべてを積算することにより総被ばく線量とするものである。

$$H = \int \{ S_p(l,t) + S_q(l,t) + S_r(l,t) \} t_l$$

$S_p(l,t)$: 区画 l 時刻 t における直接線量率 (Sv/h)

$S_q(l,t)$: 区画 l 時刻 t におけるスカイシャイン線量率 (Sv/h)

$S_r(l,t)$: 区画 l 時刻 t における放射性雲からの放射線量率 (Sv/h)

t_l : 滞在(通過)時間

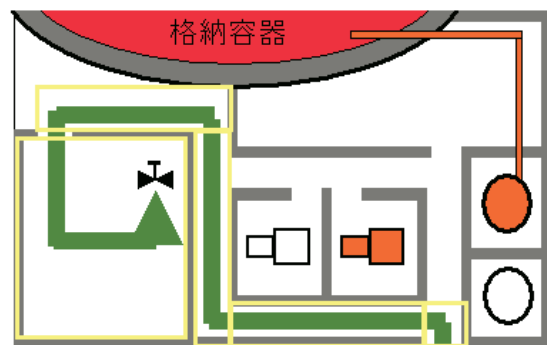


図11 被ばく線量の推定方法

3. プロトタイプシステム

2項で述べた評価手法が実用的に稼働できるかどうか実証するため、プロトタイプシステムを作製した。システムは、可搬型で一連の計算を画面表示に従い実行できるよう配慮した。

3.1 システムの構成

本システムはマイクロソフト社の Windows 環境下で動作するよう市販品ソフトを除きプログラム言語は Visual Basic と Visual Fortran を使用した。図 12 に入出力及び演算機能の流れを示す。

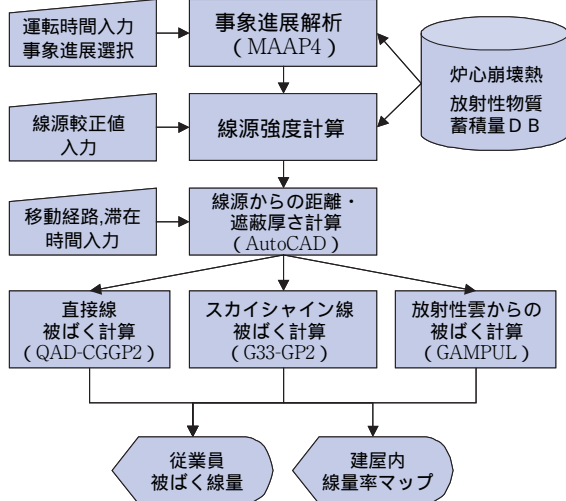


図 12 入出力及び演算機能の流れ

図 13 及び 14 に示す運転時間入力，事象シーケンス 選択画面により MAAP4 コードが起動され事象進展 解析を行う。MAAP4 コードの放射性物質移行量と放射 性物質炉内蓄積量 DB から線源強度が計算される。

図 15 及び 16 の評価対象時刻入力，通過経路・滞在 時間入力画面により Auto-CAD が起動され線源との 距離，遮蔽厚さが求められる。

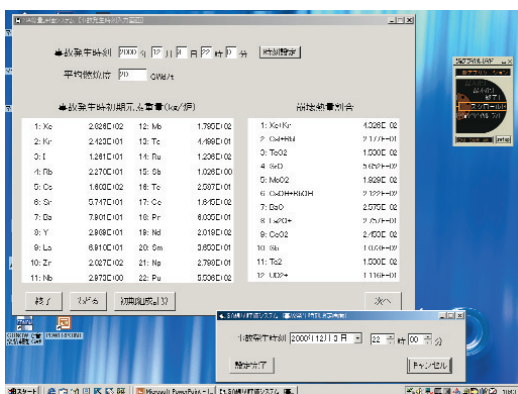


図 13 運転時間入力画面

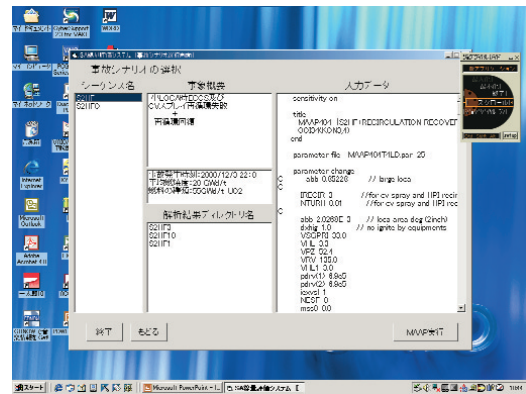


図 14 事象シーケンス選択画面

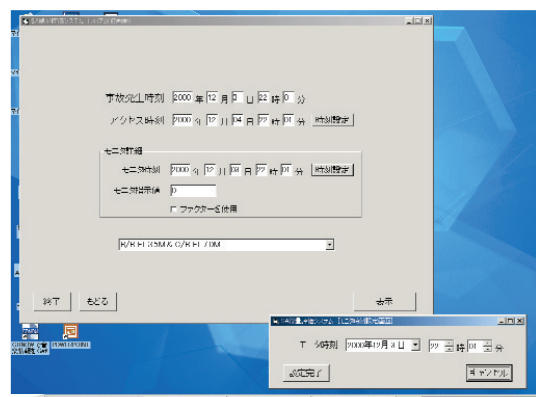


図 15 評価対象時刻入力画面

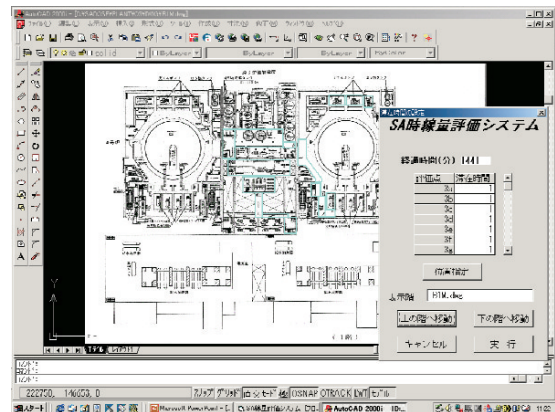


図 16 通過経路・滞在時刻入力画面

この結果を使用して直接線被ばく線量計算 (QAD-CGGP2)，スカイシャイン線被ばく線量計算(G33-GP2)，放射性雲被ばく線量計算(GAMPUL)が起動され，従業員被ばく線量と建屋内線量率マップが出力される。

3.2 システムの機能

プロトタイプシステムでは、実際のプラントの構内の線量評価区画を限定してモデル化している。評価区画が設定された場所は、任意の座標をCADで指定することにより、任意時刻、任意点の放射線量率を求めることができる。また、総被ばく線量を計算するために、滞在（通過）区画を指定する場合は区画内のどの点を指定しても区画代表点を使用して総被ばく線量を求める機能を付けている。線量率マップを作成する場合は、作成対象時刻を指定するのみで全区画代表点の放射線量率を計算し、色分けしてCAD表示できるようにしている。

さらに、本システムには、実用面を考慮して以下の機能を付加している。

- ・ 格納容器内高レンジエリアモニタによる線源強度補正機能
シビアアクシデント時において格納容器内の放射線量率を計測するために格納容器内高レンジエリアモニタが設置されており、本システムでこの指示値を計算することにより実測値との比で放射線源強度を補正する。
- ・ 事象進展解析結果表示機能
MAAP4 コードによる事象進展解析結果から炉心損傷等の主要事象の発生時刻とプラント主要パラメータを表示させる。プラント主要パラメータはMS-Excel にデータを保存できるようにしている。
- ・ 放射エネルギー解析結果グラフ表示機能
MAAP4 コードと炉心蓄積放射エネルギーDBから求めた区画内における放射性物質の放射エネルギーの時間変化をグラフ表示させる。
- ・ 排気筒及び野外モニタ指示値計算機能
放射性物質の漏洩を伴う事象を想定して、プラント排気筒モニタの指示値と構内に設置されたモニタステーション、モニタポストの指示値を推定できるようにしている。

4. 考察

4.1 線量率の可視化表現

プロトタイプシステムを使用して放射線量率マップ

を作成した例を図17に示す。このシステムは実現可能性を見ることを重点に建屋の一部のみモデル化して評価したものであるが、本表示法が高線量区域の認知に有効であることが確認できた。しかしながら、設定した区画内の放射線量率を区画代表点と四隅で比較すると同一区画内で2桁以上差のある場所も認められ、区画を代表する線量率の求め方をさらに改善していく必要がある。

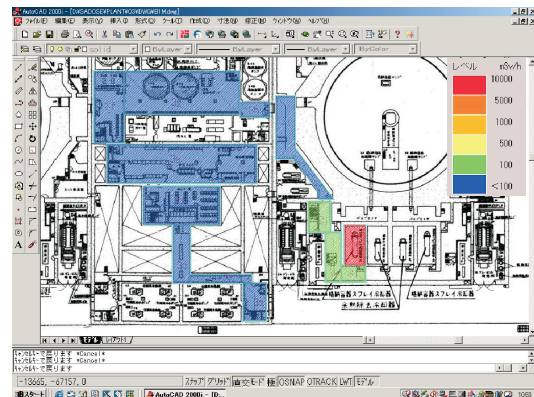


図17 建屋内線量率マップ（例）

4.2 現場作業の被ばく線量推定

シビアアクシデント時においては、安全系機器の多重故障等により現場での復旧作業の実施やアクシデントマネジメント機器の現場操作が想定される。このうち運転員が待機場所からある機器を現場で操作してまた待機場所に戻ってくるまでの総被ばく線量の推定を行った。評価対象の事象進展シナリオは小破断冷却材喪失時に安全注入系統と格納容器スプレイ系統の再循環切替に失敗し、炉心損傷後再循環系が回復するケースを選定した。これは、再循環系が作動する前後での線源点の相異や線源強度の変化が総被ばく線量にどのように影響を与えるかを把握できるからである。以下に評価結果を示す。

MAAP4 コードによる事象進展解析の主要事象発生時刻、1次系圧力挙動及び格納容器圧力挙動は表4及び図18、19の通りである。

この解析結果に時間の経過による壊変を考慮した炉心蓄積放射エネルギーを掛け合わせて評価区画の放射エネルギー/放射能濃度を求めたものを以下に示す。炉心溶融開始により放射性物質が一気に格納容器内に拡散するが、時間の経過と共に徐々に減衰していることがわかる。

図 21 は格納容器上部区画の CsI と RbI，図 22 は格納容器下部区画の BaO の放射能変化を，図 23 は格納容器再循環サンプに蓄積した水に含まれる放射能濃度を示す．これらの図から再循環系の回復により格納容器スプレイが作動したため格納容器内の浮遊放射エネルギーが減少し，再循環サンプ水に蓄積されていることがわかる．

再循環系の回復により，安全補機室で漏洩した浮遊放射能濃度を図 24 に示す．安全補機室内は，安全補機室の弁・ポンプ等から設計上考慮された漏洩があったものとして計算したものである．

格納容器上部区画の放射エネルギーから格納容器高レンジエリアモニタ指示値の推定結果を図 25 に示す．

表 4 主要事象の発生時刻

発生時刻	主要事象
0秒	事象発生
2分44秒	原子炉自動停止
2分53秒	高压注入系作動
1時間52分58秒	蓄圧注入系作動
5時間32分40秒	再循環切替失敗
9時間52分25秒	燃料被覆管破損
10時間 4分51秒	炉心熔融開始
11時間28分43秒	再循環系回復

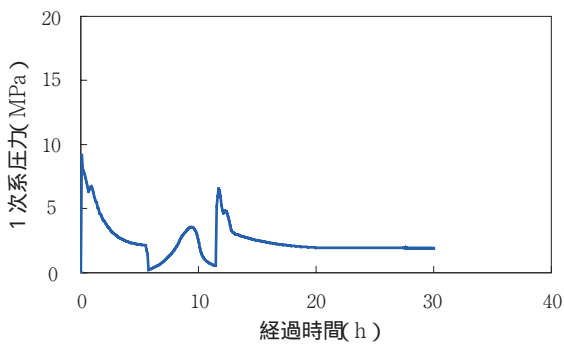


図 18 1次系圧力挙動

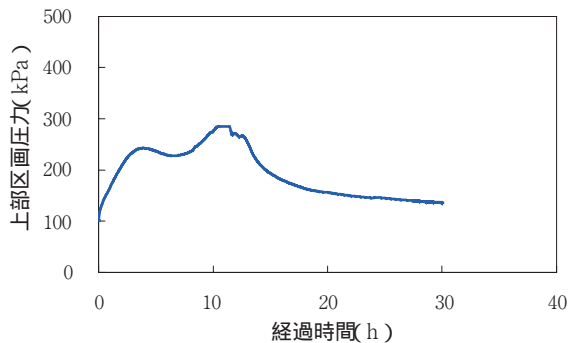


図 19 格納容器圧力挙動

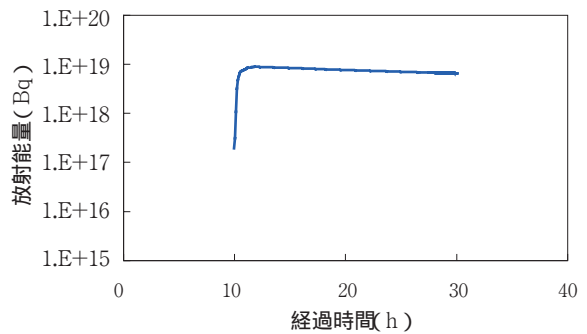


図 20 格納容器上部区画希ガス放射エネルギー変化

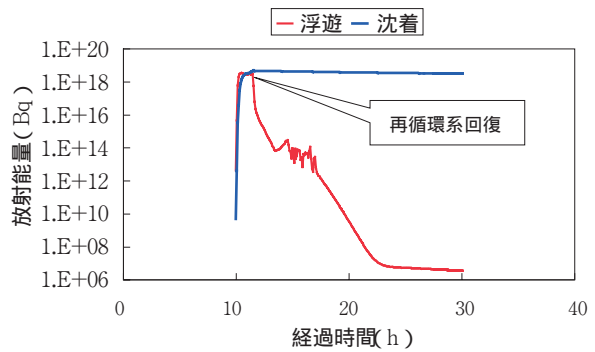


図 21 格納容器上部区画 CsI+RbI 放射エネルギー変化

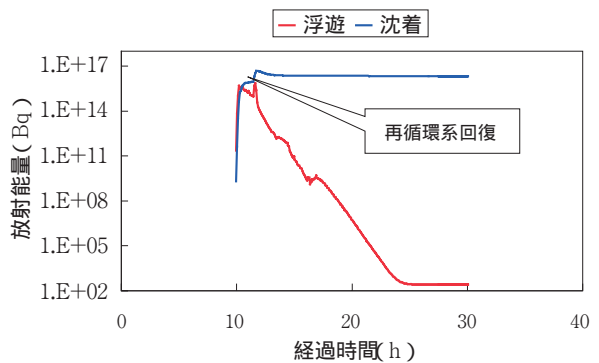


図 22 格納容器下部区画 BaO 放射エネルギー変化

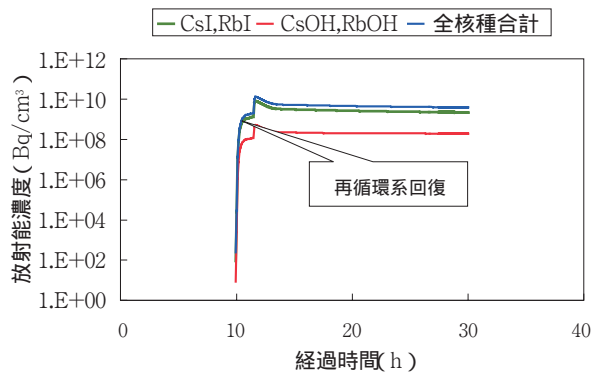


図 23 再循環サンプ水の放射能濃度変化

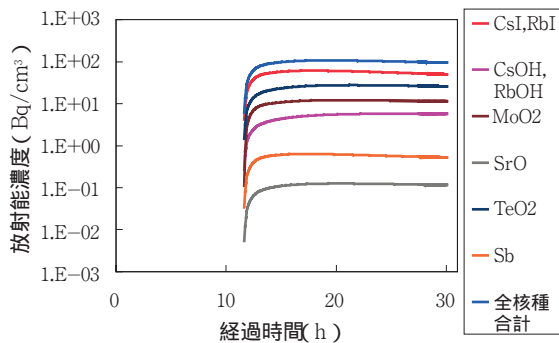


図 24 安全補機室内浮遊放射能濃度変化

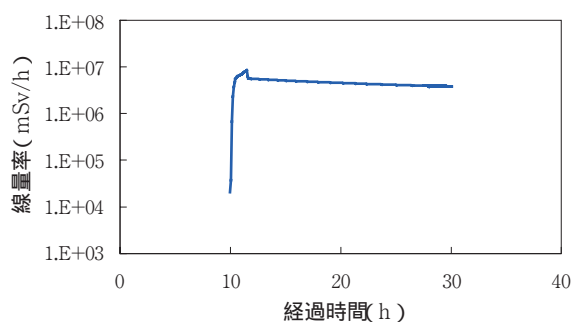


図 25 格納容器高モニタ指示推定値

以上の解析結果に基づき、運転員が待機している運転員控室から A 格納容器スプレイ冷却室横通路までを往復する間の被ばく線量を推定した結果を図 26 に示す。本計算では、運転員は行き帰りとも同一通路を通過するものとし、往復の移動に 15 分、管理区域立ち入り時の着替えと汚染検査に 20 分、現地点検に 5 分の計 40 分かかるものとして、各評価区画に滞在（通過）時間を設定した。この結果、再循環系回復前までに比べて再循環系回復後は緊急作業時の従業員被ばく線量当量限度に近づいていることがわかる。

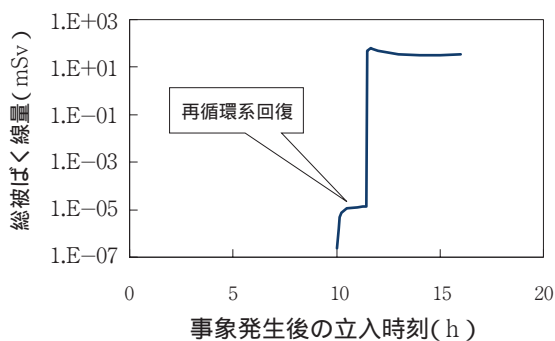


図 26 現場往復の総被ばく線量推定結果

4.3 今後の課題

以上の成果から、本手法の開発目的であるシビアアクシデント時における高線量区域の認知及び作業に伴う従業員の総被ばく線量の推定に有益な情報を提供できる見通しがついた。今後、構内全体が評価できるようなモデルを拡大していく計画である。一方、本評価手法には解決すべき課題がいくつか残されている。1 つは深い透過距離における被ばく線量評価を行う際のビルドアップ係数の計算である。シビアアクシデント時の線源は通常想定される線源より相当強く、設計上考慮される事象では評価の必要のない場所も線量率を把握しておく必要がある。本手法で用いたビルドアップ係数評価方法の一つである G P 法は点減衰核法を使用したガンマ線計算コードに広く使われているが、システムに組み込まれている上限値は平均自由行程の 60 倍までとなっている。今後、G P 法の深い透過距離への適用に向けた研究が必要であると考えられる。その他、シビアアクシデント事象進展解析でのエアロゾル挙動モデルの精緻化、スカイシャイン線評価の屋内への適用、総被ばく線量推定のための区画代表線量率計算方法の改良などにも取り組む予定である。

5. まとめ

本研究では、シビアアクシデント時における発電所内での従業員被ばく線量の評価手法について検討した。以下に得られた成果を示す。

- (1) 計算コードを連携させたプロトタイプシステムを作成し、事象進展に対応させ任意点の放射線量率評価が可能であることを確認した。
- (2) 現場作業等による往復の移動も含めた総被ばく線量の推定が、シビアアクシデント時における従業員被ばく線量当量限度の予測に有効な方法であると考えられる。
- (3) 高線量区域の認知や現場移動経路の選定に構内線量率マップが効果的と考えられる。

今回の成果を踏まえ、発電所構内全域へ適用範囲を拡大するとともに、残された課題の解決や操作性の向上を図り、実用的なシステムに改善していく予定である。

謝辞

本研究を行うに当たっては、京都大学大学院工学研究科原子核工学専攻、奏和夫助教授に貴重な助言を頂きました。また、日本原子力研究所東海研究所保健物理部外部被ばく防護研究室、坂本幸夫副主任研究員には解析コードの面でご協力を賜りました。ここに記して感謝の意を表します。

文献

- (1) 須山賢也, 片倉純一, 大川内靖, 石川眞: *JENDL-3.2 に基づく ORIGEN2 用ライブラリ: ORLIBJ32*, JAERI-Data/Code 99-003, Japan Atomic Energy Research Institute, (1999).
- (2) A. G. Croff, S. Ludwig, R. Tayloe, *et al.*: *ORIGEN2.1 Isotope Generation and Code Matrix Exponential Method*, CCC-371, Oak Ridge National Laboratory, (1991).
- (3) M. T. Leonard, S. G. Ashbaugh, R. K. Cole, K. D. Bergeron, K. Nagashima: *A Direct Comparison of MERCOR 1.8.3 and MAAP4 Results for Several PWR&BWR Accident Sequences*, SAND-96 -2053-C, U.S. Dep. of Energy, (1996).
- (4) R. J. Hammersley, L. J. Godin-jacqmin, D. Leaver, J. Li, R. Sher: "Aerosol Deposition in Reactor Containments; A Comparison of Nauahygos and MAAP4", *Trans. American Nucl. Soc.* 69, 524 (1993).
- (5) Y. M. Song: *A Review of MAAP4 Code Structure and Core T/H Model*, KAERI-TR - 1003-98, Korea Atomic Energy Research Institute, (1998).
- (6) Y. Sakamoto, S. Tanaka: *QAD-CGGP2 and G33-GP2: Revised versions of QAD-CGGP and G33-GP*, JAERI-M90-110, Japan Atomic Energy Research Institute, (1990).
- (7) Y. Kanemori: "Spatial Distribution of Gamma Rays from a Cylindrical Co-60 Source", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 4, 32 (1967).
- (8) 宮坂駿一, 他: "原子力施設からの線スカイシヤイン線量", *日本原子力学会誌*, 20, 485 (1978).
- (9) 放射線施設遮蔽研究専門委員会: *ガンマ線遮蔽設計ハンドブック*, 日本原子力学会, (1988).
- (10) 林隆, 白石忠男: *排気筒から放出される放射性雲からの線照射線量率*, JAERI-M8793, Japan Atomic Energy Research Institute, (1980).
- (11) Y. Harima, Y. Sakamoto, S. Tanaka, M. Kawai: "Validity of the Geometric-Progression Formula in Approximating Gamma-Ray Buildup Factors", *Nucl. Sci. Eng.*, 94, 24 (1986).
- (12) 播磨良子, 田中俊一, 坂本幸夫, 平山英夫: "新しい線ビルドアップ係数データベースと遮蔽計算への応用", *日本原子力学会誌*, 31, 477 (1989).
- (13) Y. Harima, D. K. Turbey, Y. Sakamoto, S. Tanaka: "Gamma-Ray Attenuation in the Vicinity of the K Edge in Molybdenum, Tin, Lanthanum, Gadolinium, Tungsten, Lead and Uranium", *Nucl. Sci. Eng.*, 107, 385 (1991).
- (14) Y. Harima, S. Tanaka, Y. Sakamoto, H. Hirayama: "Development of New Gamma-Ray Buildup Factor and Application to Shielding Calculations", *J. Nucl. Sci. Technol.*, 28, 74 (1991).
- (15) M. Abramowitz, *et al.*, (Ed.): *Handbook of Mathematical Functions*, U. S. Government Printing Office, (1964).
- (16) "発電用軽水型原子力発電所の安全審査における一般公衆の線量当量評価について", *原子力安全委員会安全審査指針集*, 内閣官房, (1989).
- (17) "被ばく計算に用いる放射線エネルギー等について", *原子力安全委員会安全審査指針集*, 内閣官房, (1989).
- (18) *Radionuclide Transformation: Energy and Intensity of Emissions*, ICRP-38, International Commission on Radiological Protection, (1985).
- (19) 吉田至孝, 郡山民男, 入江隆, 工藤清一, 西村和哉: "シビアアクシデント時の発電所内被ばく線量評価手法の検討", *日本原子力学会 2001 年春の年会要旨集*, J36, (2001).