

## シビアアクシデント時 発電所内被ばく線量評価技術の開発と適用 ～アクシデントマネジメントガイドライン知識ベースの整備～

Development and application of a radioactivity evaluation technique the to obtain radiation exposure dose of radioactivity evaluation technique when a severe accident occurs in the a power station of a severe accident  
～Accident management guidelines of knowledge-based maintenance～

川崎 郁夫 (Ikuo Kawasaki)\*<sup>1</sup> 吉田 至孝 (Yoshitaka Yoshida)\*<sup>1</sup>

**要約** 東京電力福島第一原子力発電所事故の反省として、アクシデントマネジメント (AM) ガイドラインの充実が求められている。本報告では、線量評価システムを用いて、シビアアクシデント (SA) 時の従業員避難、運転員 AM 操作、故障機器の復旧作業を想定した発電所構内の被ばく線量評価を実施し、ガイドラインの知識ベースに反映すべき以下の知見が得られた。(1) SA 時に高線量となるエリアを事前に明確にすることにより、線量率の低いエリアを通過して退避場所へ移動することができ、その退避場所にどれくらい滞在できるのかがわかる。(2) AM や安全設備の復旧により格納容器 (CV) 再循環サンプ水を循環させる場合は、配管や機器が放射線源となるため、現場 AM 操作に伴う最短・迂回アクセスルートの線量評価が有効である。(3) どの安全機器を復旧させるかにより、線量率が高くなるエリアが変わるため、プラント状態を考慮して、優先的に復旧させる必要がある機器エリアの現場線量から作業継続の可否を判断し、AM に用いる系統を選択する必要がある。

**キーワード** シビアアクシデント、アクシデントマネジメント、被ばく線量評価、アクセスルート

**Abstract** As a One of the lessons learned from the nuclear accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Stations of Tokyo Electric Power Company, the was the need for improvement of accident management guidelines is required. In this report study, we developed and applied a dose evaluation technique to evaluated the radiation dose in a nuclear power plant assuming three conditions: employees were evacuation evacuated at the time of a severe accident occurrence; operators carried out the accident management operation; of the operators, and the repair work was carried out for of the trouble damaged apparatuses in a the nuclear power plant using a dose evaluation system. The following knowledge findings were obtained and should to be reflected to in the knowledge base of the guidelines was obtained. (1) By making clearly identifying an areas beforehand becoming the that would receive high radiation doses at the time of a severe accident definitely beforehand, we can employees can be moved to the evacuation places through an areas having of low dose rate and it is also known it how much we long employees can safely stay in the evacuation places. (2) When they circulate CV containment vessel recirculation sump water is recirculated by for the accident management operation and the restoration of safety in the facilities, because the plumbing piping and the apparatuses become radioactive radioactivity sources, the dose evaluation of the shortest access route and detour access routes with should be made for effective the accident management operation is effective. Because the area where a dose rate rises changes which as safety apparatuses are restored, in consideration of a plant state, it is necessary to judge the rightness or wrongness of the work continuation from the spot radioactive dose of the actual apparatus area, with based on precedence of the need to restore with precedence, and to choose a system to be used for accident management.

**Keywords** severe accident, accident management, dose evaluation, access route

\* 1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

### 1. 緒言

東京電力福島第一原子力発電所事故の際、格納容器減圧操作のため格納容器ベント弁の現地操作に向かったが、現場は既に放射線量率が高くて当該場所へ行けず、操作を実施することができなかった。また、原子炉建屋の水素爆発により、発電所構内に多量の放射線源が発生し、復旧作業に多大な影響を与えた。

これらの事象を踏まえ、シビアアクシデント（以下、SA という）時における発電所構内の放射線量率を把握するとともに、防災要員の活動に伴う被ばく線量を評価する必要がある。また、アクシデントマネジメント（以下、AM という）や安全設備の復旧に伴う環境線量率の変化から、AM の優先順位や安全設備の復旧の優先順位を評価する必要がある。それらの評価結果から、AM ガイドライン知識ベースへ反映すべき知見をまとめた。

### 2. 被ばく線量評価システムの概要

原子力安全システム研究所（以下、INSS という）では、平成 13～19 年にかけて、関西電力(株)の発電所構内（建屋内・建屋外）の被ばく線量を評価するために、線量評価システムを開発した。

本システムは SA 時の原子力施設内及び敷地内の線量率を迅速に評価し、事象緩和措置を講じる場合の従業員被ばく線量を推定できるほか、環境への放出放射線を評価することができ、総合防災訓練等で活用されている。

図 1 に線量評価システムの概要<sup>(1)(2)(3)</sup>を示す。炉心の放射性物質炉内蓄積量をデータベースから与え、

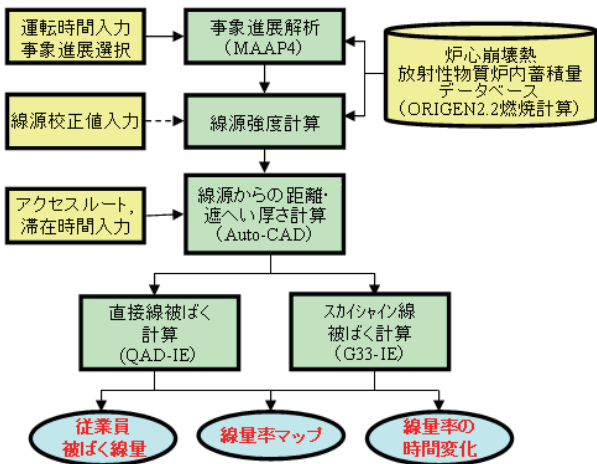


図 1 線量評価システムの概要

事象進展解析を MAAP4 コード<sup>(4)</sup>で実施する。その結果、発電所内にどのくらいの強度の線源が分布するのか分かる。CAD (Computer-Aided Design) により線源と評価点の間の距離等を算出し、被ばく計算コードを利用して線量率を計算、滞在時間から被ばく線量を計算する。最終的に、従業員の被ばく線量結果や線量率マップを出力する。

### 2.1 炉心の放射性物質蓄積量

炉心の放射性物質蓄積量は、燃焼計算コード ORIGEN<sup>(5)</sup>と核データライブラリ<sup>(6)</sup>を用いて計算する。通常、特定された運転時間における放射性物質蓄積量を算出するにはデータの設定を含めてかなり時間がかかる。これを実用的なものにするため、運転時間と停止後の経過時間であらかじめ燃焼計算を実施しておき、使いやすいようにデータベース化した<sup>(1)(2)</sup>。その結果、1秒程度で放射性物質蓄積量を抽出できるようになった。炉心放射性物質蓄積量データベースは、原子炉運転中の蓄積と原子炉停止後の壊変を取り扱う必要があり、図 2 で示すように、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収録した<sup>(1)(2)</sup>。対象核種は炉心放射性物質蓄積量の 99% に相当する 146 核種を選定した<sup>(1)(2)</sup>。計算に使用する炉心放射性物質蓄積量は、任意の原子炉運転時間に対して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

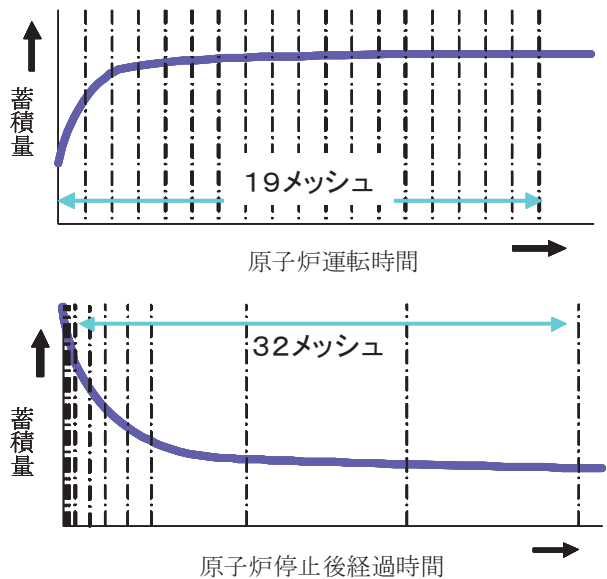


図 2 ORIGEN コードによる燃焼計算 (INSS Journal, Vol.8 より引用<sup>(1)</sup>)

点補間を行って求めた<sup>(1)(2)</sup>.

## 2.2 線源の評価

放射性物質は炉心損傷によって放出され、時間の経過とともに図3のように原子炉容器から原子炉区画、格納容器下部区画、下部回廊区画、上部区画、アニュラス部、再循環系を使用すると安全補機室へ拡散する。これを6区画に分けて解析し、それぞれの区画で流動および沈着している放射性物質の質量割合を求め<sup>(1)(2)</sup>.

上述の炉心放射性物質蓄積量から得られた核種別放射性物質蓄積量と、SA 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から線源毎のガンマ線放出率を求め<sup>(1)(2)</sup>。ここで蓄積放射能量は核種毎にデータベース化されており、解析では分子の挙動がほぼ同じ放射性物質グループでの質量割合が算出されるため対応関係を整理し、変換式(1)(2)を作成した<sup>(1)(2)</sup>.

$$B_{ni}(t) = W \times A_i(t) \times \sum_s F_{nsk}(t) \quad (\text{Bq}) \quad (1)$$

$$G_{nim}(t) = B_{ni}(t) / V_n \times g_{im} \quad (\gamma/\text{sec}/\text{m}^3) \quad (2)$$

$B_{ni}(t)$  : 区画  $n$  各種  $i$  の放射エネルギー

$W$  : 重み係数  $= 1 / \sum_k N_k$

$A_i(t)$  : 159 核種の蓄積放射エネルギー

$F_{nsk}(t)$  : 格納容器内の放射性物質質量割合

$G_{nim}$  : 単位体積当たりのガンマ線放出率 ( $\gamma/\text{sec}/\text{m}^3$ )

$g_{im}$  : ガンマ線放出係数 ( $\gamma/\text{dis}$ )

$V_n$  : 区画  $n$  の体積 ( $\text{m}^3$ )

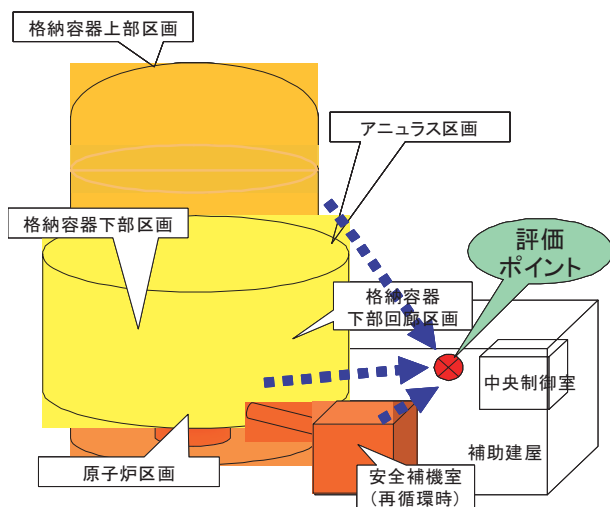


図3 放射性物質の拡散

## 2.3 遮へい厚さ計算

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、遮へい厚さを3次元で求める必要がある。

原子力発電所構内で活動する従業員の被ばく線量を評価するために、原子力発電所の構造物全体をCADでモデル化した<sup>(1)(2)(7)</sup>。建屋は、床、天井、外壁、主要な内部コンクリート遮へい壁をモデル化し、床の厚さは各建屋各階の最小値を、外壁厚さは四面それぞれの外壁で下階から上階までの壁厚さのうち最小値を採用した。機器室入口等の開口部は無視し、複雑な形状の場合は最も外側の壁だけを考慮することとした。これにより線源と評価点の角度を考慮した遮蔽厚および距離に置き換えている<sup>(1)(2)(7)</sup>。

## 2.4 被ばく線量計算

### 2.4.1 直接線の評価

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。直接線の線量率は、線源から放出された光子群が一度も衝突せずに評価点に到達する線束による線量率に、遮へい体内での散乱による増倍効果を表すビルドアップ係数を掛けて、散乱分を補正することにより近似する方法が一般的である。ここでは、直接線の線源は体積線源を仮定し、ガウス積分により放射線量率を算出している<sup>(1)(2)(7)</sup>。

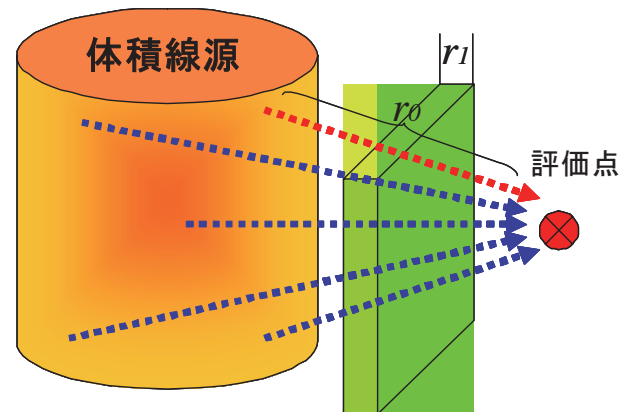


図4 直接線の計算概念 (INSS Journal, Vol.8 より引用<sup>(1)</sup>)

2.4.2 スカイシャイン線の評価

スカイシャイン線は天井遮へいを通過したガンマ線が上空で散乱し、評価点に達することを想定したものである。スカイシャイン線量率は、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、散乱点で評価点方向へ散乱する確率を用いて、1回散乱による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近似する。ここでは、ドーム部、円筒部の2カ所を点線源化して1回散乱による放射線強度を計算している(1)(2)(7)。

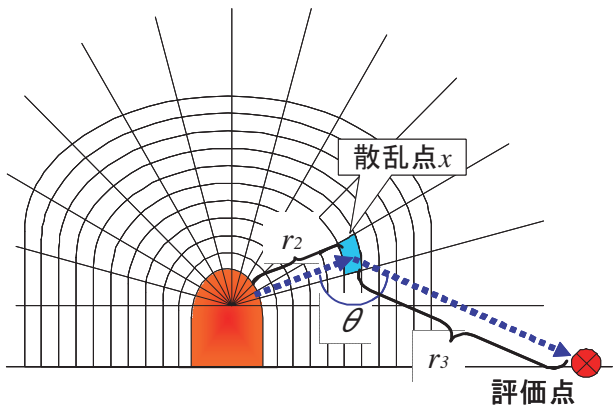


図5 スカイシャイン線の計算概念 (INSS Journal, Vol.8 より引用(1))

2.4.3 方形区画代表点評価

SA時、再循環運転をすることにより、格納容器(以下、CVという)再循環サンプから持ち出された放射性物質を含んだ冷却水は再循環系機器、配管を経由して、1次系建屋に持ち込まれて放射線源となる。放射線源と評価点が決まれば、距離および遮へい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。

発電所建造物の形状は方形に区画されている場所が多いため、方形区画代表点評価手法(1)(2)を用いた。図6に示すように、構内を方形区画に区切り、その中心を区画代表点として放射線量率を求めるものである(1)(2)。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して線量率の可視化を可能とした。これにより、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てられる。

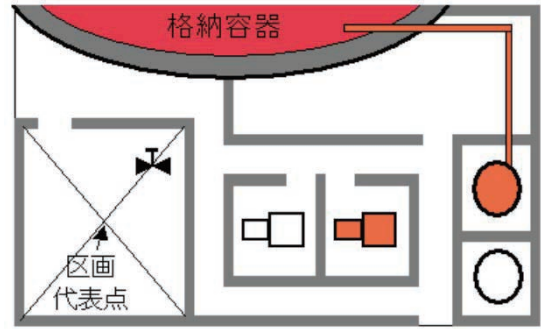


図6 方形区画代表点評価手法の概念 (INSS Journal, Vol.8 より引用(1))

放射線量率評価区画は、各建屋内の従業員が常時立ち入ることができる箇所全域を機器室、通路毎に設定した(1)(2)。

また、SA時に放射線源となる構造物、機器および配管を線源区画として設定した(1)(2)。特に、再循環運転に用いられた機器および配管が放射線源となることから、使用された機器、配管の系統を識別し、放射線源を特定できるようにした(1)(2)。

3. 線量評価システムを用いた評価

AMガイドライン知識ベースの整備を目的として、従業員避難、運転員AM操作、故障機器の復旧作業の知見を得るため、本システムを用いて発電所構内の被ばく線量評価を実施した。

3.1 従業員避難

SAが発生した際に、発電所構内(建屋外・建屋内)の線量率がどのようになるのか事前に把握しておくことで、不要な被ばくをせずに従業員避難を行うことができる。

本システムを使用して、発電所構内の線量率を評価した結果の一例を示す。図7,8は発電所建屋外の線量率マップで、図7は炉心損傷前、図8は炉心損傷後のものである。

炉心損傷前は放射性物質はまだ炉心の中にあり、線量率は事故発生前から変化していない。

炉心損傷後はCVからの直接線、スカイシャイン線が線源となり、CV付近が最も線量率が高くなり、CVから離れるにしたがって線量率は低くなる。

図9,10は発電所建屋内炉心損傷後の線量率マップで、図9は再循環復旧前、図10は再循環復旧後のもの

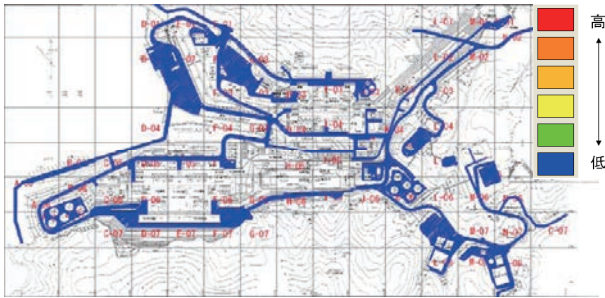


図7 発電所構内(建屋外)線量率マップ(炉心損傷前)

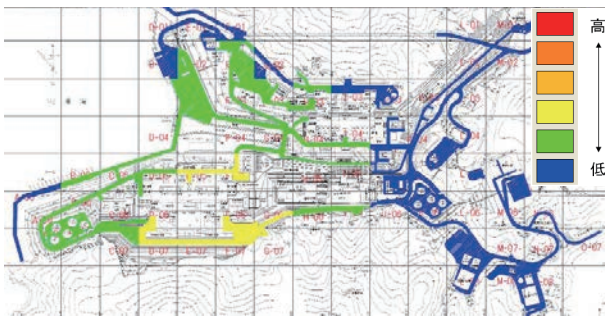


図8 発電所構内(建屋外)線量率マップ(炉心損傷後)

のである。

炉心損傷後、再循環復旧するまでは、放射線源がCV サンプから移動していないため、安全機器が設置されているエリアは炉心損傷前から変化していない。

その後、再循環系の安全機器を作動させることにより、放射線源がCV サンプから移動し、その時に使用する機器、配管が放射線源となり、当該区域の線量率が高くなる。

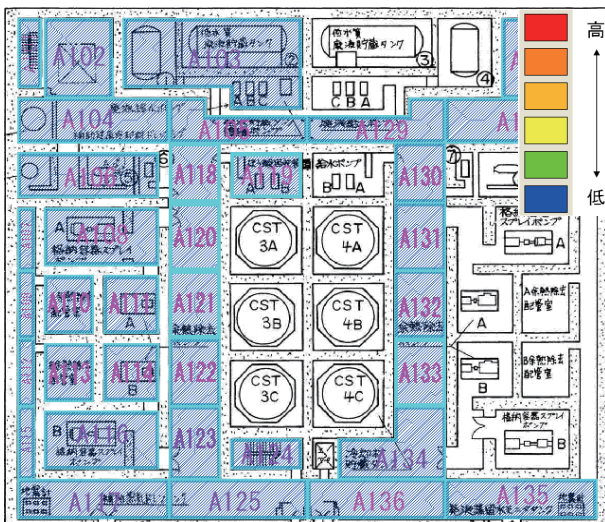


図9 発電所構内(建屋内)線量率マップ(再循環復旧前)

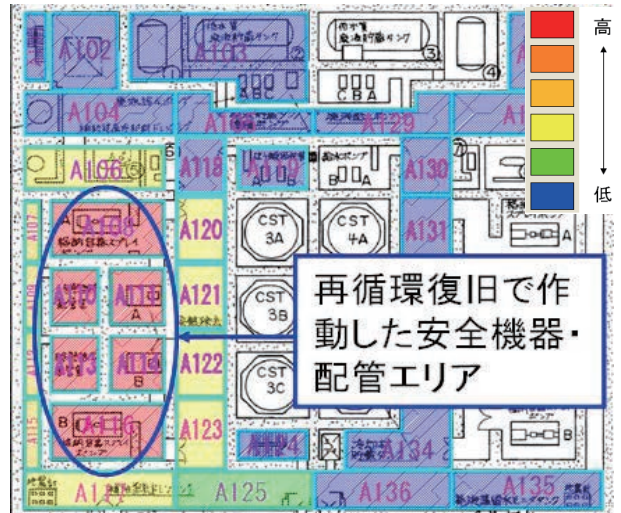


図10 発電所構内(建屋内)線量率マップ(再循環復旧後)

使用する機器を変えた場合の比較例として、余熱除去(以下、RHR という)系統再循環復旧ケースで、A系復旧(図11)、B系復旧(図12)した場合を示す。

基本的に、機器設置場所はコンクリートの壁で仕切られているため、作動した安全機器およびそれに該当する系統の線量率が高くなる。RHR A系を復旧したケース(図11)ではA-RHR ポンプ室・配管室の線量が高く、B-RHR ポンプ室・配管室の線量が低くなる。RHR B系を復旧したケース(図12)は、その逆になる。この例からは、A-CV スプレイポンプが修理中ならば、B-RHR 系を作動させた方が被ばく線量

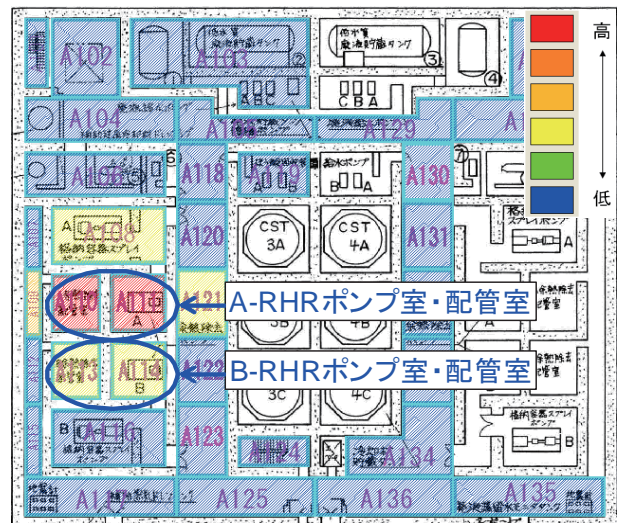


図11 発電所構内(建屋内)線量率マップ(RHR A系復旧)

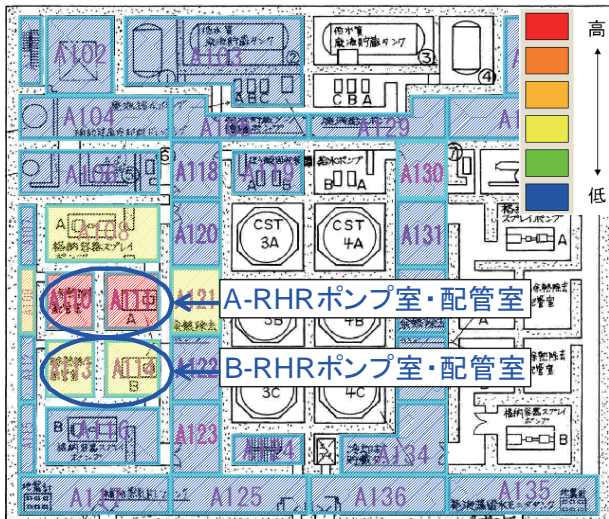


図12 発電所構内(建屋内)線量率マップ (RHR B系復旧)

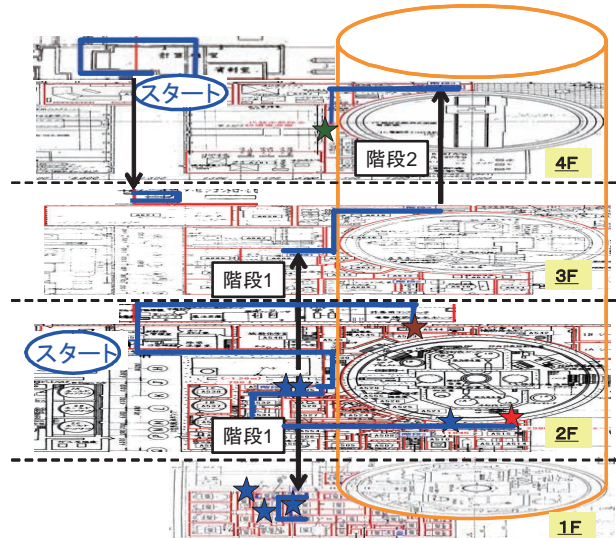


図13 現場対象機器の場所と最短アクセスルート

は低くなることわかる。

ここで示した評価結果は一例であり、各発電所、各ユニット、発生するSA事象や事象進展によって評価結果は異なるが、建屋外および建屋内の最上階は炉心損傷後に、建屋内の最上階以外は再循環復旧後に線量率が上昇する。

SA時に高線量となるエリアを事前に明確にすることにより、線量率の低いエリアを通過して退避場所へ移動することができ、その退避場所にどれくらい滞在できるのかがわかる。

### 3.2 運転員 AM 操作

SA時に運転員は事故時操作所則の手順に従って、AM操作を実施する。その中に、中央制御室からの遠隔操作ができない現場での操作がいくつかある。SA時に現場操作を伴うAM策および対象機器を、事故時操作所則(第3部)より抽出した。また、現場操作対象機器の設置場所、アクセスルート、移動・操作にかかる時間等は、運転員への聞き取りおよび運転員同行による現場トレースにより調査を実施した。

図13はSA時に実施するAM策のうち、現場操作対象機器の場所と最短距離となるルート(最短アクセスルート)を示したものである。

最短アクセスルートはスタート地点から★印で示したAM操作対象機器設置場所までの青いライン上である。最短アクセスルートと移動時間を基に、安全設備の動作を設定し、AM毎に被ばく線量を計算、実施可否を評価した。その結果を図14に示す。

個別操作	再循環前	RHR	RHR	CS	CS	SI	SI	SI	全て作動
		A	B	A	B	A	B	C	
CV消火水スプレ注入	○	△	△	×	×	△	△	△	×
CV外部スプレ注入	△	△	△	△	△	△	△	△	△
1次系へのほう酸水注入	○	○	○	○	○	○	○	○	○
RWSTへの水源補給(ブレンダ経由)	○	○	○	○	○	○	○	○	○
RWSTへの水源補給(SFP経由)	○	△	△	×	×	△	△	△	×

高 ■ > ■ > ■ 低

- 略語 RHR：余熱除去  
 CS：内部スプレ(格納容器スプレイ)  
 SI：高圧注入  
 CV：格納容器  
 RWST：燃料取替用水タンク  
 SFP：使用済燃料ピット

図14 現場AM操作にかかる被ばく線量評価結果

本ケースでは、赤色マーキング×印の「CV消火水スプレ注入」、「RWSTへの水源補給(SFP経由)」が内部スプレ再循環復旧後は実施できないことがわかる。また、その他のAM操作についても、各々の安全設備の復旧により配管や機器が放射線源となるため、操作に伴うアクセスルートには注意が必要である。特に、手動弁開操作による放射線源の移動により、運転員が滞在している機器設置場所およびその周辺の線量率が急激に上昇する可能性があるため、更なる事前評価が必要である。

上記ケースのように最短アクセスルート上に高線量エリアがある場合、高線量エリアを通らないルート(迂回アクセスルート)をいくつか想定し、それぞれ

の迂回アクセスルートの線量評価を実施し、最も線量率の低いルートを事前に検討しておくことで、被ばく低減効果が期待できる。

再循環復旧後、最短アクセスルート、迂回アクセスルートともに高線量となる場合、線量が低い再循環復旧前にAM操作を実施する、あるいは中央制御室からの遠隔操作を実施する等の対策検討が必要である。

### 3.3 故障機器の復旧作業

SA時に使用する安全機器、電動弁等は通常中央制御室からの遠隔操作できるが、予期せぬ故障等が発生した場合は現地で修理をしなければならない。その

際、作業場所の線量率が高いと故障機器復旧作業ができなくなる。このことから、再循環運転を実施する機器、システムを個別に評価して、各作業区画の作業可否を評価する必要がある。

図15,16は系統分離がされているプラントの、CVスプレイA系、B系を動作させた場合の各作業区域の評価結果を示したものである。また、図17は各々のケースの各作業区画の作業可否を示したものである。

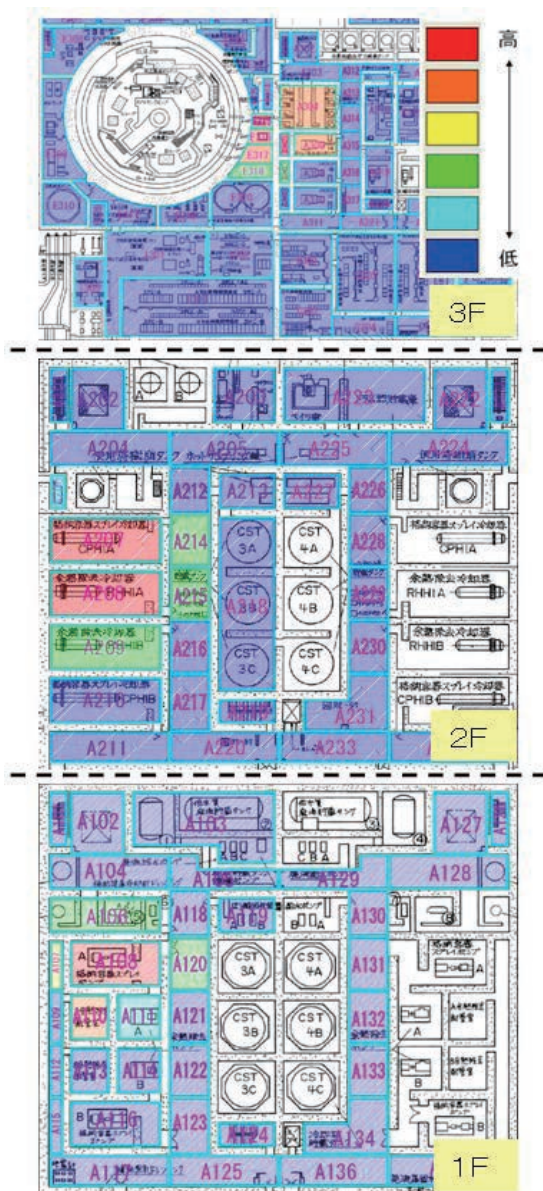


図15 CVスプレイA系再循環復旧後

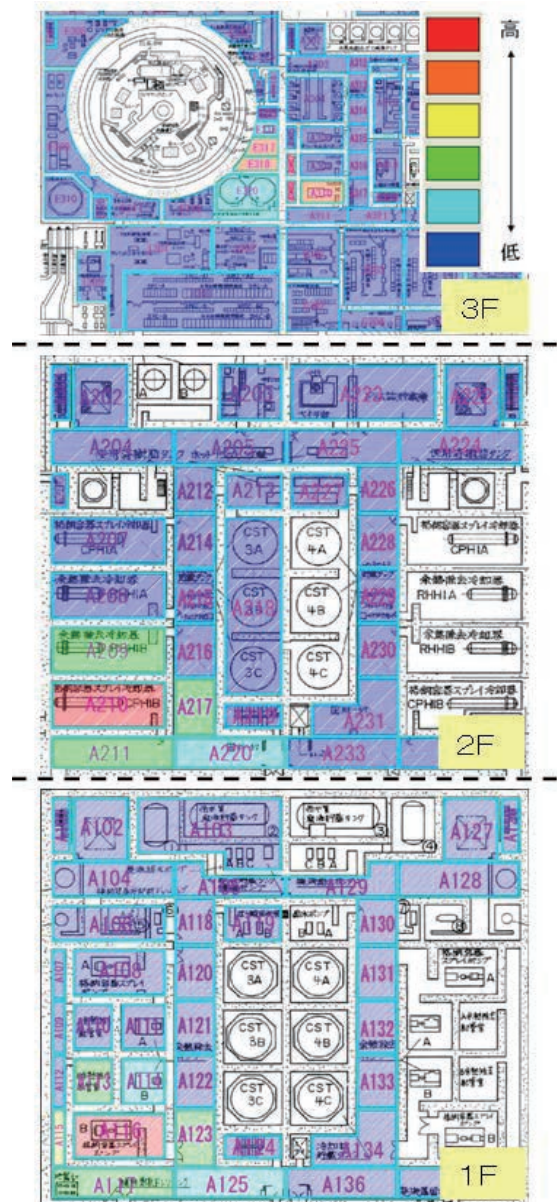


図16 CVスプレイB系再循環復旧後

作業場所	作業区域	CVスプレイ A系復旧	CVスプレイ B系復旧
CH/SI系	A-CH/SIP室	×	○
	B-CH/SIP室	○	○
	C-CH/SIP室	○	×
CS系	A-CS冷却器室	×	○
	B-CS冷却器室	○	×
	A-CSP室	×	○
	B-CSP室	○	×
RHR系	A-RHR冷却器室	×	○
	B-RHR冷却器室	○	○
	A-RHRP室	○	○
	B-RHRP室	○	○

○:作業可(線量率低) ×:作業不可(線量率高)

略語 CH/SI: 充てん/高圧注入  
 CH/SIP: 充てん/高圧注入ポンプ  
 CS: 内部スプレ(格納容器スプレイ)  
 CSP: 内部スプレポンプ  
 (格納容器スプレイポンプ)  
 RHR: 余熱除去  
 RHRP: 余熱除去ポンプ

図 17 CV スプレイ A 系, B 系復旧による作業区域の線量率比較

CV スプレイ A 系または B 系を復旧したことにより, CV スプレイ A 系または B 系の機器, 配管等が線源となり, それらが設置されている区画の線量率が高くなる. また A 充てん/高圧注入(以下, CH/SI という)ポンプ室, A-RHR 冷却器室は A 系スプレイ配管が貫通しているため, CV スプレイ A 系を復旧させた場合は線量率が高くなる. 同様に, C-CH/SI ポンプ室は B 系スプレイ配管が貫通しているため, CV スプレイ B 系を復旧させた場合は線量率が高くなる. それ以外の区画については壁による遮へい効果により, スプレイ運転による線量率の影響は少ない.

この結果から, どの安全機器を復旧させるかにより, 線量率が高くなるエリアが変わることがわかるので, プラント状態を考慮して, 優先的に復旧させる必要がある機器エリアの現場線量について, 線量評価システムにより得られた結果をもとに作業可否を判断し, AM に用いるシステムを選択する必要がある.

### 3.4 東電事故を踏まえた今後の課題

福島第一原発の事故では, 1号機, 3号機は原子炉内の燃料損傷に伴い, 水-ジルコニウム反応等による水素が発生し, 原子炉建屋内に漏洩・滞留し, 水素爆発に至った. 原子炉建屋の爆発により, 放射性物質が付着した大量の瓦礫が発電所構内に飛散し, 予期せぬ

放射線源が発生した. 図 18 は平成 23 年 3 月 23 日現在の福島第一原子力発電所構内サーベイマップ<sup>(8)</sup>で, 東京電力ホームページで公開されている. この予期せぬ放射線源により発電所構内での復旧作業が著しく制限されることとなった.

現在の線量評価システムでは, 建屋外は CV からの直接線, スカイシャイン線で評価しており, このような飛散した瓦礫を線源とした線量評価はできないため, 今後の課題として飛散した瓦礫を線源とした線量評価できるようシステムの改善が望まれる.

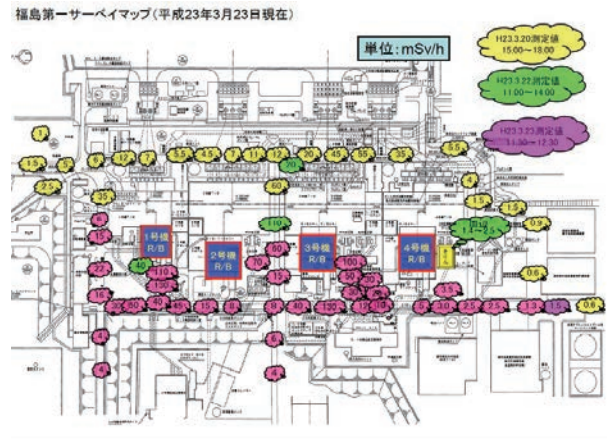


図 18 福島第一原子力発電所構内サーベイマップ (東京電力ホームページより引用<sup>(8)</sup>)

## 4. 結言

線量評価システムを開発し, それを用いて発電所構内(建屋内・建屋外)の被ばく線量率について評価を実施した. その結果, 以下に示す知見が得られた.

#### (1) 従業員避難

SA 時に高線量となるエリアを事前に明確にすることにより, 線量率の低いエリアを通過して退避場所へ移動することができ, その退避場所にどれくらい滞在できるのかがわかる.

#### (2) 運転員 AM 操作

AM や安全設備の復旧により CV 再循環サンプル水を循環させる場合は, 配管や機器が放射線源となるため, 現場 AM 操作に伴う最短・迂回アクセスルートでの線量評価が有効である.

#### (3) 故障機器の復旧作業

どの安全機器を復旧させるかにより, 線量率が高くなるエリアが変わるため, プラント状態を考慮して, 優先的に復旧させる必要がある機器エリアの現場線量



から作業継続の可否を判断し、AMに用いる系統を選択する必要がある。

今回の成果を踏まえ、得られた知見をAMGに反映するとともに、福島第一原子力発電所事故で得られた課題解決に向けて、システムの改善を実施していく予定である。

## 文献

- (1) 吉田至孝, 入江隆, 郡山民男, 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”, INSS Journal, Vol.8, P.174 (2001).
- (2) 吉田至孝, 入江隆, 郡山民男, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時原子力発電所内被ばく線量評価手法の検討”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol.1, pp.85-95 (2002).
- (3) 佐々木泰裕, 南則敏, 吉田至孝, “シビアアクシデント時原子力発電所内線量評価システムの改良－線量率換算係数の導入とアクセスルート編集機能の追加－”, INSS Journal, Vol.13, P.296 (2006).
- (4) Electric Power Research Institute (EPRI), “Modular Accident Analysis Program, MAAP User's Manual”, (1994).
- (5) A.G.Croff, S.Ludwig, R.Taylor, et al. “ORIGEN2.1 Isotope Generation and Code Matrix Exponential Method”, CCC-371, Oak Ridge National Laboratory, (1991).
- (6) 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).
- (7) 恩田隆司, 吉田至孝, 工藤清一, 西村和哉, “シビアアクシデント時原子力発電所内線量評価システムの改良”, INSS Journal, Vol.10, p.241 (2003).
- (8) 東京電力ホームページ, “福島第一原子力発電所サーベイマップ”, <http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/fl/index3-j.html>